

VISIT...

LANZAROTE
Caliente.COM

«В интересах настоящего и будущего поколений в СССР принимаются необходимые меры для охраны и научно обоснованного, рационального использования земли и ее недр, водных ресурсов, растительного и животного мира, для сохранения в чистоте воздуха и воды, обеспечения воспроизводства природных богатств и улучшения окружающей человека среды».

Конституция СССР. Статья 18.

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА,

Под редакцией
академика А. П. Александрова

Н.С. Бабаев, В.Ф. Демин, Л.А. Ильин,
В.А. Книжников, И.И. Кузьмин,
В.А. Легасов, Ю.В. Сивинцев

ЧЕЛОВЕК И ОКРУЖАЮЩАЯ СРЕДА

Издание второе,
переработанное и дополненное



МОСКВА · ЭНЕРГОАТОМИЗДАТ · 1984

УДК 621.039.58

Ядерная энергетика, человек и окружающая среда
Н. С. Бабаев, В. Ф. Демин, Л. А. Ильин и др.; Под ред. акад.
А. П. Александрова. 2-е изд., перераб. и доп. М.: Энерго-
атомиздат, 1984. 312 с.

Книга, 1-е издание которой вышло в 1981 г., знакомит читателей с достижениями и проблемами в области защиты окружающей среды и здоровья человека от возможного воздействия предприятий ядерной энергетики. Проведено сравнение ядерного и угольного топливных циклов по степени воздействия на окружающую среду и здоровье человека, изложены современные представления о действии малых доз ионизирующих излучений. По сравнению с 1-м изданием уточнены и дополнены фактические данные.

Для научных и инженерно-технических работников, врачей, специализирующихся в области радиационной безопасности и гигиены, защиты окружающей среды, радиэкологии, безопасности ядерной энергетики.

Библиогр. 363. Табл. 75. Ил. 65.

Предисловие ко второму изданию

Второе издание этой книги выходит в год 30-летия со дня пуска в СССР Первой АЭС, открывшей широкую дорогу использованию ядерной энергии в мирных целях. В Энергетической программе СССР на длительную перспективу — государственном документе, определяющем стратегию развития энергетики СССР — предусмотрено ускоренное строительство АЭС в европейских районах страны, на Урале, на Кавказе, а также в районах Крайнего Севера, причем не только для выработки электроэнергии, но и для теплоснабжения.

Развитие ядерной энергетики с момента ее становления основывается на крупных научно-технических программах исследований по безопасности, в рамках которых анализируются возможные отказы оборудования АЭС, их последствия, а также способы их предотвращения с помощью эффективных устройств безопасности. Практически ни при каком другом виде технической деятельности проблема безопасности не рассматривалась так детально и с такой тщательностью. В результате ядерная энергетика сегодня может служить эталоном для принятия решений при создании (или использовании) не только различных энергетических технологий, но и новых отраслей промышленного производства. Если бы, например, угольная энергетика, химическая промышленность, цементная промышленность и т. п. взяли на вооружение те же методологические и технические приемы, которые выработала за 30 лет существования ядерная энергетика, то в целом безопасность всего нашего народного хозяйства значительно возросла бы.

Конечно, в ядерной энергетике имеются проблемы в области обеспечения безопасности, которые еще ждут своего решения. Это прежде всего разработка экономичной технологии обезвреживания радиоактивных отходов, проблема уменьшения воздействия тепловых сбросов на окружающую среду, уточнение количественных оценок последствий (риска) воздействия радиации на живой организм, получаемых согласно беспороговой концепции доза — эффект. Но сам подход к решению этих проблем в ядерной энергетике позволяет утверждать, что будут найдены оптимальные пути их решения.

Во 2-м издании книги заменены устаревшие данные, приведены новые результаты, более подробно рассмотрены проблемы воздействия малых доз ионизирующего излучения на здоровье человека. Детально описан один из основных принципов радиационной безопасности и его теоретическая основа — концепция польза — ущерб. Устранены опечатки и неточности, замеченные в первом издании.

Авторы

Предисловие редактора

XXVI съезд КПСС наметил новые рубежи коммунистического строительства, утвердив программу экономического и социального развития нашей страны на одиннадцатую пятилетку и на период до 1990 года. Эта программа нацелена на обеспечение дальнейшего экономического прогресса общества, глубокие качественные изменения материально-технической базы на основе интенсификации общественного производства, повышения его эффективности и ускорения научно-технического прогресса.

Одна из основ научно-технического прогресса — энерговооруженность общества. Для нашего огромного по масштабам и быстро развивающегося народного хозяйства постоянное наращивание энерговооруженности каждого работающего должно обеспечиваться надежно и с расчетом на длительную перспективу. В предвидимом будущем это трудно осуществить за счет увеличения добычи традиционных первичных энергоносителей — нефти, газа и угля. Необходимы существенное изменение структуры их потребления и широкое использование нетрадиционных энергоресурсов.

В текущем столетии рост энергетики в нашей стране, как и в большинстве промышленно развитых стран, происходит при заметном увеличении доли нефти и газа в топливно-энергетическом балансе и относительном снижении доли угля.

В настоящее время добыча нефти вместе с природным газом составляет более 70% добычи природных видов топлива страны и только 25% приходится на долю угля. В то же время прогнозные запасы угля во много раз превышают прогнозные запасы нефти и природного газа. Более того, хотя прогнозные запасы нефти в нашей стране еще достаточны и прибегать к ее импорту нет необходимости, значительная часть ее находится в залежах существенно меньших масштабов, чем эксплуатируемые в настоящее время, следовательно, себестоимость «черного золота», добытого в этих местах, очевидно, возрастет. Это заставляет при рассмотрении дальней перспективы развития энергетики ожидать постепенного сокращения доли нефти в топливно-энергетическом балансе и использования ее главным образом как сырья для химических и микробиологических производств.

Поскольку доля потребляемого природного газа в этот период существенно не изменится, весь дефицит топливно-энергетического баланса должен в перспективе покрываться за счет увеличения использования угля и существенного роста доли ядерной энергетики с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах, а в дальнейшем и термоядерной энергетики.

Естественно, следует расширять использование и других видов энергоресурсов (солнечной, гидро- и геотермальной, ветровой энергии), однако в дальней перспективе их доля в топливно-энергетическом балансе страны, вероятно, не превысит 5%, хотя значимость их в отдельных регионах будет, очевидно, довольно большой.

Использование угля и ядерной энергии с учетом возможностей производства вторичных энергоносителей позволит покрыть потребности всех сфер использования первичных энергоносителей. И никакой «энергетический тупик» нам не угрожает, хотя перестройка структуры энергетики потребует, очевидно, длительного времени — примерно 30 лет.

Дело в том, что энергетика очень инерционна — ее большая фондоемкость, а также длительность разработки новых экономически приемлемых технологий заставляют уже теперь разворачивать проработку всех аспектов новой энергетической структуры. Главной задачей является создание такой структуры ядерной энергетики, при которой она будет обеспечена топливом на неограниченное время.

АЭС с реакторами на тепловых нейтронах, на которых базируется современная ядерная энергетика, используют примерно только 1% природного урана. Ядерная энергетика с такими реакторами не может быть обеспечена топливными ресурсами на длительную перспективу. Радикальный выход из этого положения — широкое промышленное освоение реакторов на быстрых нейтронах, которые позволяют полнее использовать запасы урана. Такие реакторы, нарабатывающие плутоний, в сочетании с реакторами на тепловых нейтронах при должной скорости переработки плутония могут обеспечить необходимые топливные ресурсы для длительного развития энергетики.

Промышленные реакторы такого типа созданы в нашей стране. Один из них, БН-350, работает давно, а БН-600 пущен в 1980 г. Однако предстоит еще сложная работа по повышению скорости переработки плутония и возврата его в топливный цикл, так как только в этом случае можно подойти к ядерной энергетике, обеспечивающей себя топливом на неограниченное время и развивающейся необходимыми для страны темпами.

Не исключено, что необходимые темпы роста энергетики в отдаленной перспективе будет трудно обеспечить только за счет добычи природного урана и переработки плутония в реакторах на быстрых нейтронах. В этом случае наука также готовит выход: слияние ядер легких элементов, термоядерный синтез, сопровождается вылетом нейтронов, часть из которых может быть захвачена ^{238}U с образованием плутония. Для этого могут быть созданы гибридные термоядерные реакторы. Возможная скорость переработки плутония в гибридных реакторах очень велика и обеспечит любые нужные темпы развития ядерной энергетики. Этих реакторов пока нет, но к концу нашего века они будут созданы. Скорее всего, они будут созданы раньше, чем чисто термоядерные реакторы. Следовательно, через одно-два столетия, когда почувствуется недостаток угля, ядерная энергетика всех видов сможет

обеспечить энергией все сферы энергопотребления на неограниченное время. Таким образом, структура неограниченно развивающейся во времени ядерной энергетики будет следующая. К реакторам на тепловых нейтронах добавятся реакторы на быстрых нейтронах, а к ним, возможно, гибридные реакторы. Параллельно этому будут созданы термоядерные реакторы больших мощностей.

Подобно другим видам промышленной деятельности использование ядерной энергии сопровождается возникновением вредных факторов, потенциально опасных для человека и окружающей среды. Развитие ядерной энергетики принесло с собой для человечества и новую заботу — заботу о предотвращении загрязнения окружающей среды радиоактивными продуктами деления ядер урана и плутония. Специалисты разных стран, занятые разработкой, сооружением и эксплуатацией АЭС, сделали немало для того, чтобы подобная опасность стала минимальной. На страницах книги, которую держит читатель, группа специалистов в области ядерной энергетики и радиационной гигиены и медицины, являющихся сотрудниками двух крупнейших научно-исследовательских центров страны — Института атомной энергии им. И. В. Курчатова и Института биофизики Министерства здравоохранения СССР — рассматривает различные аспекты влияния ядерного топливного цикла на окружающую среду. Используемые материалы многочисленных исследований этой проблемы, как теоретических, так и экспериментальных, анализ накопленных результатов работы предприятий ядерной энергетики, а также прямое сравнение предприятий ядерного топливного цикла и энергетического комплекса на органическом топливе по степени воздействия на человека и окружающую среду — все это свидетельствует о том, что предприятия ядерной энергетики обеспечивают наиболее «чистое» производство энергии и способны оказывать минимальное воздействие на окружающую среду.

В последнее время развитие ядерной энергетики вызывает большие дискуссии в некоторых странах Запада с точки зрения опасности загрязнения окружающей среды радиоактивными продуктами деления ядер урана и плутония. Однако эти дискуссии вызваны не реальной угрозой радиоактивного загрязнения от АЭС, а соображениями конъюнктурного характера.

АЭС при правильном подходе к ним позволяют, особенно по сравнению с угольными станциями, существенно уменьшить загрязнение внешней среды. Можно утверждать, что условия труда, состояние здоровья персонала, состояние окружающей среды вокруг различных АЭС в СССР значительно благоприятнее, чем на предприятиях в других областях энергетики.

Конечно, и в ядерной энергетике существуют примеры негативного воздействия, например тепловые сбросы АЭС. Есть и нерешенные радиоэкологические проблемы. К ним, в частности, относится проблема длительного и безопасного хранения высокоактивных отходов ядерной энергетики. Есть много разных способов надежного захоронения этих веществ, но ни один из них не вышел на уровень общепринятого

и широко используемого. Такое положение не является результатом каких-либо просчетов или следствием существования непреодолимых препятствий на пути решения этой проблемы. Оно сложилось потому, что до недавнего времени не было необходимости в немедленной разработке подобной технологии, как это имело место, например, с вопросами безопасности АЭС. Быстрое развитие ядерной энергетики выдвигает сегодня эту проблему на передний план. В настоящее время технически наиболее продвинул метод остекловывания высокоактивных отходов с последующим захоронением их в глубинные стабильные геологические формации. В этом случае стеклянные блоки могут хранить высокоактивные отходы в течение тысяч лет. Стекло, которое для этого применяется, не выщелачивается, лишь с трудом такие блоки могут быть разрушены, при этом радиоактивные отходы, сплавленные со стеклом, не высвобождаются. Это хороший, надежный метод, но нет основания утверждать, что он является оптимальным.

Задачи надежного захоронения высокоактивных отходов хотя и трудны в инженерном смысле, но разрешимы, так как здесь нет особо сложных физических проблем.

Рассмотренные в книге вопросы убеждают, что именно ядерная энергетика как по ресурсно-экономическим, так и по экологическим соображениям может наиболее надежно обеспечить возрастающее энергопотребление общества на перспективный период.

На XXXVII сессии Генеральной Ассамблеи ООН Советский Союз поставил вопрос о том, что в настоящее время необходимо «умножить усилия по устранению угрозы ядерной войны и обеспечению безопасного развития ядерной энергетики». Своевременность постановки этого вопроса, с точки зрения Советского Союза, продиктована необходимостью решения важнейшей задачи современности — обеспечения безопасности в мире.

Безопасность существования человечества в значительной степени зависит сегодня не только от угрозы мировой войны или угрозы войны между отдельными странами, но и от стабильности экономического развития как отдельных государств, так и мира в целом. В то же время уровень развития экономики определяется уровнем развития энергетики. Эта роль энергетики в будущем еще больше возрастет, что связано с истощением минеральных ресурсов планеты, со все возрастающими энергоемкими природоохранными мероприятиями, со стремлением повышения урожайности почв. За короткое время могут быть в значительной степени исчерпаны экономически рентабельные источники меди, олова, цинки, свинца, ртути и десятков других элементов, а нашим потомкам останутся значительно более скудные запасы этих материалов. Сжигание органического топлива лишает будущие поколения людей не только источников энергии, но и сырья для производства пластмасс, органических химикатов и других полезных продуктов. Все это ведет к дестабилизации мировой экономики. Единственным способом, компенсирующим эту дестабилизацию, является развитие совершенной технологии, способной обеспечить высокий материаль-

ный уровень жизни и после истощения этих материалов. Ключом к такой технологии должна быть доступная в необходимых количествах энергия. Имея источник энергии и обладая присущей ему изобретательностью, человечество сумеет использовать для замены природных ископаемых синтетические материалы, включая и искусственные энергоносители (например, водород).

Прогнозы, выполненные в СССР, сформировали у нас твердое убеждение, что таким источником доступной энергии, которым в настоящее время гарантированно располагает человечество, является ядерная энергия.

Таким образом, развитие ядерной энергетики ведет к созданию устойчивой энергетической базы, соответственно к стабилизации развития мировой экономики и в конечном итоге к укреплению безопасности в мире.

А. П. Александров

От авторов

Авторы считают своим приятным долгом выразить искреннюю благодарность Ю. П. Елагину, В. Ф. Козлову, Б. Н. Колбасову, А. С. Кочепову, Л. М. Лузановой, В. В. Орлову, Л. А. Павловскому, В. И. Степанчикову, Ю. Ф. Чернилину и Я. В. Шевелеву, сделавшим полезные замечания и предложения по рукописи книги, подготовленной к 1-му изданию, а также В. В. Волкову и С. В. Романову за помощь при написании гл. 1 и 9.

Авторы хотели бы высказать благодарность коллегам, которые с большим вниманием отнеслись к 1-му изданию книги и высказали свои замечания и предложения, а также всем тем, кто взял на себя труд написать и опубликовать обстоятельные рецензии. Авторы особенно признательны Алексахину Р. М., Буренину П. И., Гуськовой А. К., Девятайкину Е. В., Куликову П. В., Покровскому А. В., Руженцовой И. Н., Теверовскому Е. И.

Авторы благодарят Л. М. Векслера и Н. Г. Гусева, взявших на себя труд прочесть рукопись книги, подготовленную ко 2-му изданию, и сделавших ряд ценных замечаний.

Ядерная энергетика: 30 лет развития и перспективы

Часть



Большие масштабы современного энергопроизводства и прогнозируемый его рост делают реальной перспективу истощения традиционных технически и экономически доступных энергоресурсов. Растет загрязнение окружающей среды, обусловленное производством энергии. Все это ставит проблемы поиска новых источников энергии и выбора оптимальной структуры энергетики.

Глава 1 книги посвящена проблемам развития энергетики в мире и СССР. В ней представлены оценки долгосрочного (за пределами 2000 г.) роста потребностей в энергии, оценены масштабы энергопотребления в сопоставлении с энергоресурсами и обоснована центральная роль ядерной энергетики в ближайшие десятилетия и в более отдаленном будущем. В гл. 2 описаны схемы современных и перспективных ядерных топливных циклов и дана общая характеристика воздействия предприятий цикла на окружающую среду.

Глава 1

Необходимость развития ядерной энергетики

Введение

7 июня 1954 г. в городе Обнинске была пущена в эксплуатацию Первая атомная электростанция (АЭС). Мощность этой АЭС была невелика — всего 5 МВт (эл.), ее экономическая конкурентоспособность значительно уступала крупным ТЭС, работающим на органическом топливе. Однако Первая АЭС сыграла огромную роль экспериментальной установки, на которой был накоплен опыт, оказавшийся незаменимым при эксплуатации последующих АЭС. Она наглядно продемонстрировала, что энергию, заключенную внутри атомного ядра, можно использовать, говоря словами И. В. Курчатова, «в могучий источник энергии, несущий благосостояние и радость всем людям на Земле».

Первая АЭС открыла широкую дорогу использованию ядерной энергии в мирных целях [1—6]. Вслед за СССР были пущены АЭС в Великобритании и США. В 1956 г. введена в эксплуатацию первая

английская АЭС «Колдер Холл» мощностью 45 МВт (эл.), а в 1957 г. осуществлен пуск первой американской АЭС «Шиппингпорт» мощностью 67 МВт (эл.).

В настоящее время (по состоянию на конец 1981 г.) АЭС эксплуатируются в 23 странах мира. По данным Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) общая установленная* мощность АЭС в мире на конец 1981 г. достигла 152 ГВт (эл.), в эксплуатации находилось 272 ядерных энергетических реактора, на которых в течение 1981 г. выработано 794 000 ГВт · год электроэнергии, что составило 9% общего производства электроэнергии в мире [6, 7]. Эти данные со всей очевидностью показывают, что за тридцатилетний период развития ядерная энергетика достигла такого этапа, на котором она стала конкурентоспособным и надежным источником энергии.

Начиная с пуска Первой АЭС, Советский Союз осуществляет планомерное развитие ядерной энергетики [1—5]. К концу 1982 г. установленная мощность АЭС в СССР составила более 19 ГВт (эл.), а их доля в выработке электроэнергии всеми электростанциями страны — 6%. Важное место отводится ядерной и термоядерной энергетике в принятой в 1983 г. Энергетической программе СССР на длительную перспективу [2]. Ее усиленное развитие рассматривается в СССР как важнейшее средство при решении основных проблем энергообеспечения страны на длительный период [1—5].

Опережающее развитие ядерной энергетики в первую очередь объясняется тем, что около 80% энергетических ресурсов сосредоточено в восточных районах страны и в то же время около 75% населения и потребителей энергии приходится на европейскую часть территории. В настоящее время около 40% всего грузооборота железных дорог страны занимает перевозка органического топлива из восточных районов в западные и на Урал [4]. Вследствие высокой калорийности ядерного топлива его потребление, а следовательно, и объем перевозок оказываются намного меньшими, чем органического топлива. Например, железнодорожная магистраль, предназначенная только для перевозки топлива, способна в лучшем случае обеспечить угольным топливом электростанции суммарной мощностью лишь около 20 ГВт (эл.). В то же время эта же магистраль, используемая для перевозки ядерного топлива, способна обеспечить топливом АЭС суммарной мощностью до 10^5 ГВт (эл.) [4]. В условиях СССР, где угольное топливо приходится транспортировать на расстояния в несколько тысяч километров, указанное преимущество ядерного топлива приобретает особое значение. Развитие ядерной энергетики, практически не привязанной к району добычи топлива, обеспечит наиболее экономичный вариант

* Установленная мощность электростанции определяется как сумма номинальных мощностей всех установленных на ней работающих и резервных агрегатов. Под номинальной мощностью энергетического агрегата подразумевается максимальная мощность, с которой агрегат может работать в течение длительного времени. Для этой мощности задаются наивысшие значения КПД.

построения топливно-энергетического хозяйства в европейской части СССР. В соответствии с принятыми решениями строительство АЭС ведется более чем на 20 площадках в районах Северо-Запада, Запада, Центра, Юга европейской части страны, в Поволжье и на Урале [5]. При этом развитие ядерной энергетики будет идти по пути увеличения единичной мощности реакторов и концентрирования мощностей АЭС на одной площадке. В основном планируется создание АЭС установленной мощностью 4—7 ГВт (эл.).

На этих АЭС будут использованы реакторы на тепловых нейтронах двух типов — корпусного с водяным замедлителем мощностью 1 ГВт (эл.) (серийные реакторы типа ВВЭР-1000) и канальные с графитовым замедлителем мощностью 1 и 1,5 ГВт (эл.) (серийные реакторы типов РБМК-1000 и РБМК-1500). Такой путь развития ядерной энергетики позволяет более гибко строить топливный цикл и полнее использовать машиностроительную базу страны.

Ведутся работы по использованию ядерной энергии не только для производства электроэнергии, но и с целью применения ее в качестве источника первичной энергии в других областях народного хозяйства. В ближайшее время начнется создание сети атомных электротеплоцентралей (АТЭЦ), в которых выработка тепла сочетается с выработкой электроэнергии, и атомных станций теплоснабжения (АСТ), снабжающих потребителя только теплом. В настоящее время в СССР уже осуществляется снабжение нескольких довольно крупных городов (г. Билибино, г. Курчатов и ряда других) теплом, вырабатываемым на АЭС. Первые блоки АСТ мощностью 500 МВт (тепл.) сооружаются в Горьком и Воронеже, начато строительство Одесской АТЭЦ. В дальнейшем предполагается, что с вводом в строй высокотемпературных реакторов ядерная энергия будет использоваться также в черной металлургии, химии, в производстве синтетического топлива и других отраслях народного хозяйства. Работы в этом направлении находятся в стадии поиска оптимального решения.

Современное состояние ядерной энергетики характеризуется строительством и эксплуатацией, главным образом, реакторов на тепловых нейтронах, в которых используется только около 1% природного урана. В ближайшие 10—12 лет получит дальнейшее развитие новое направление ядерной энергетики — с реакторами на быстрых нейтронах, которые дают возможность использовать запасы природного урана в 50—60 раз эффективнее. Кроме того, на этих реакторах оказывается экономически целесообразным использование бедных руд, не имеющих сегодня практического применения. В СССР созданы промышленные реакторы такого типа. На Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова работает самый крупный в мире реактор на быстрых нейтронах мощностью 600 МВт (эл.), который послужит основой для сооружения серийных установок мощностью 800 МВт (эл.), а в дальнейшем значительно большей мощностью.

Наиболее вероятно, что в создаваемой крупномасштабной ядерной энергетике будут использоваться реакторы разных типов, работающие

каждый в наиболее приемлемой для него области энергопроизводства и связанные единым топливным балансом.

Еще одно направление использования ядерной энергии, развитие которого в СССР принимает широкие масштабы, — это создание ледокольного флота с ядерными энергетическими установками (ЯЭУ). Для СССР освоение северных морей имеет особое значение. Первый в мире атомный ледокол «Ленин» был построен в 1959 г. В соответствии с программой строительства серии атомных ледоколов в 1974 г. вступил в строй ледокол «Арктика» (с 1982 г. — «Леонид Брежнев»), а в 1977 г. — ледокол «Сибирь». На каждом из этих ледоколов используется ЯЭУ мощностью 75 000 л. с. Строится новый атомный ледокол «Россия».

Атомные ледоколы закрепили приоритет СССР в атомном судостроении. Беспрецедентный поход ледокола «Арктика» к Северному полюсу и трансарктический высокоширотный рейс ледокола «Сибирь» убедительно продемонстрировали их преимущества перед ледоколами на органическом топливе. В настоящее время в СССР начато оснащение судов-лихтеровозов новыми транспортными ЯЭУ [1]. *

Интенсивно развивается ядерная энергетика и в других странах социалистического содружества [3]. АЭС успешно эксплуатируются в Чехословацкой Социалистической Республике, Народной Республике Болгарии, Германской Демократической Республике. Эти первые АЭС в социалистических странах построены при техническом содействии СССР. Сооружается первая АЭС в Венгерской Народной Республике. Вступила в строй первая АЭС в Югославии, ведутся подготовительные работы по сооружению АЭС в Социалистической Республике Румынии, Польской Народной Республике, Республике Куба. Развивается сотрудничество заинтересованных стран — членов СЭВ по сооружению совместными усилиями Хмельницкой и Константиновской АЭС мощностью 4 ГВт (эл.) каждая для поставок электроэнергии с территории СССР в братские страны. В соответствии с «Долгосрочной целевой программой сотрудничества в области энергии, топлива и сырья», одобренной XXXII заседанием сессии СЭВ, крупным вкладом в решение энергетической проблемы в европейских странах — членах СЭВ и Республике Куба будет строительство до 1990 г. на их территории АЭС общей установленной мощностью около 37 ГВт (эл.) (без СССР).

Среди капиталистических стран выделяются семь государств с развитой ядерной энергетикой, в которых общая установленная мощность АЭС на конец 1981 г. составляла: США — около 57 ГВт (эл.); Япония — 15 ГВт (эл.); ФРГ — 8,7 ГВт (эл.); Франция — 8,4 ГВт (эл.); Великобритания — 8,6 ГВт (эл.); Канада — 5,5 ГВт (эл.); Швеция — 6,4 ГВт (эл.). В этих странах на АЭС вырабатывается от 10 до 38% всей электроэнергии в год. АЭС эксплуатируются также в Аргентине, Бельгии, Индии, Испании, Италии, Нидерландах, Пакистане, Финляндии, Швейцарии, Южной Корее и на Тайване. Приступили к строительству АЭС Бразилия, Мексика, Филиппины, ЮАР. Объявили

Таблица 1.1. Прогноз роста установленной мощности, ГВт (эл.), всех электростанций в мире и АЭС [7]

Установленная мощность	1978 г.	1979 г.	1980 г.	1990 г.	2000 г.
Всех электростанций	1830	1900	2030	3600	5870
АЭС	106	122	148	430	740—1075
Доля АЭС, %	5,8	6,4	7,3	12	13—18

о планах строительства АЭС Бангладеш, Дания, Египет, Иран, Ирландия, Индонезия, Люксембург, Норвегия, Пуэрто-Рико, Турция.

В настоящее время в мире в стадии строительства находятся 236 ядерных энергетических реакторов общей установленной мощностью около 220 ГВт (эл.).

Приведенные данные свидетельствуют о том, что уже сегодня ядерная энергетика играет существенную роль в мировой электроэнергетике. Не вызывает сомнений, что в перспективе доля ядерной энергетики будет постоянно возрастать. В соответствии с прогнозом, представленным в докладе МАГАТЭ за 1981 г., общая установленная мощность мировой энергетики к 2000 г. может возрасти до 5870 ГВт (эл.), а доля АЭС в производстве электроэнергии — до 18% (табл. 1.1). Некоторые неопределенности — социального, экономического и технического характера — и возрастающие требования к защите окружающей среды затрудняют оценку темпов роста общей установленной мощности электростанций в мире. Чтобы учесть эти неопределенности, в прогнозах оцениваются не отдельные цифры для мощности, а их предельные значения. Планируется, что к 2000 г. АЭС будут эксплуатироваться уже в 45—50 странах [7], т. е. в ближайшие годы число государств, развивающих ядерную энергетику, практически удвоится.

На современном этапе развития ядерная энергетика не только экономически конкурентоспособна по отношению к другим видам производства энергии, но и превосходит их по таким показателям, как экономичность, надежность, безопасность и степень влияния на окружающую среду.

В то же время необходимо отметить, что за последние годы практически во всех странах мира, где эксплуатируются АЭС или предполагается их строительство, происходит явное снижение прогнозируемой мощности ядерной энергетики. Причины этого сложны, многочисленны, и по некоторым из них нет единой точки зрения. Однако главная причина этого — объективные экономические факторы, связанные прежде всего с введением более строгих норм эксплуатации АЭС, обусловленных требованиями защиты окружающей среды. Обеспечение безопасности и защиты окружающей среды — одна из самых актуальных проблем современной ядерной энергетики. Чтобы удовлетворить этим требованиям, пришлось практически удвоить количество многих важных деталей и материалов, требующихся для строи-

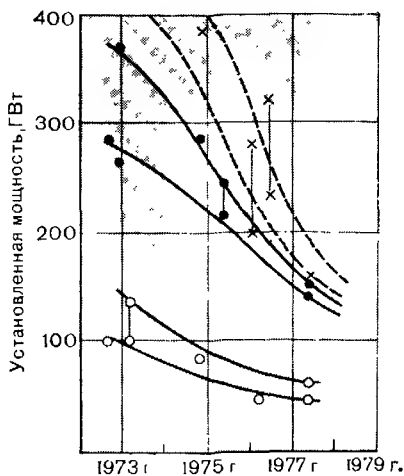


Рис. 1.1. Изменение прогноза установленной мощности ядерной энергетики на 1990 г. по оценкам 1973—1978 гг.:

× — США; ○ — Япония, ● — страны-члены Европейского экономического сообщества

тельства АЭС. Соответственно возросли трудовые затраты и затраты времени на строительство. Усложнение конструкции и увеличение сроков привели к резкому возрастанию удельных капиталовложений в строительство АЭС. Кроме того, повысились цены на урановое топливо. Вследствие этих и ряда других причин программы развития ядерной энергетики во многих странах были пересмотрены в сторону значительного сокращения, например в США, Японии и в странах — членах Европейского экономического сообщества на 30—40% по сравнению с оценками, сделанными в 1973 г. (рис. 1.1) [7].

Аналогичные тенденции наблюдаются и в традиционной энергетике, где используется органическое топливо. Удельные капиталовложения в строительство тепловых электростанций (ТЭС), работающих на органическом топливе, и АЭС возрастали приблизительно в одинаковой пропорции. В результате резкого увеличения стоимости нефти за последнее время в значительной степени улучшилась конкурентоспособность АЭС. В силу этих причин электроэнергия, вырабатываемая на АЭС, дешевле, чем на ТЭС.

Опубликованные прогнозы роста энергетических мощностей в мире позволяют с уверенностью утверждать, что темпы развития ядерной энергетики, несмотря на их определенное снижение по разным причинам, намного превосходят темпы развития других направлений энергетики. Доля ядерной энергетики в выработке электроэнергии всеми электростанциями мира к концу XX века может увеличиться в 2—2,5 раза по сравнению с 1980 г. (табл. 1.1).

Для правильного понимания дальнейшего текста необходимо сделать следующие пояснения. Под термином *энергоресурсы* понимается совокупность энергонесущих невозобновляемых полезных ископаемых (уголь, нефть, природный газ, торф, сланцы, уран, торий) и возобновляемых видов энергии (солнечной, геотермальной, гидроэнергии и т. д.). Все перечисленные энергоресурсы обычно называют *первичными*.

Термин *запасы энергоресурсов* используется для обозначения той части энергоресурсов, которая может быть реализована при необходимом развитии современных технологий по стоимости, предполагающей эту добычу экономически выгодной в будущем.

В настоящее время доля извлекаемых невозобновляемых энергоресурсов (не считая ядерных*), которая характеризует их запасы, лежит в диапазоне от 6% для угля до 40% для нефти. В среднем в мире извлекается менее 10% энергоресурсов органических топлив, и не приходится ожидать, что извлекаемую долю удастся резко повысить за счет разработки более прогрессивных методов добычи [9].

Запасы возобновляемых энергоресурсов оценивают из максимально возможного годового использования первичной энергии с учетом ограничений, вызванных геофизическими, гидрологическими и биологическими свойствами земной коры и атмосферы.

Для количественного сравнения запасов различных энергоресурсов используют понятие *условное топливо*, теплотворную способность которого принимают равной 7000 ккал/кг, а в качестве крупной единицы энергии — величину Q :

$$1Q = 2,52 \cdot 10^{17} \text{ ккал} - 1,05 \cdot 10^{21} \text{ Дж} = \\ = 2,93 \cdot 10^{14} \text{ кВт (тепл.)} \cdot \text{ч} - 3,35 \cdot 10^7 \text{ МВт (тепл.)} \cdot \text{год.}$$

Отметим, что 1 Q энергии выделяется при сжигании 36 млрд. т условного топлива (т у. т.). В наши дни мировое энергопотребление составляет 0,25 Q в год.

В промышленно развитых странах коэффициент использования запасов энергоресурсов достигает примерно 40%.

Баланс топливно-энергетических ресурсов позволяет увязать добычу энергоресурсов, переработку и расход их по целевому назначению: для производства электроэнергии, тепла для высокотемпературных (промышленные печи) и низкотемпературных (отопление зданий) процессов, топлива на транспортные нужды. По приблизительным подсчетам в мире 25% первичной энергии идет на производство электроэнергии, 25% — на отопление жилых домов и других зданий, 25% — на промышленные цели и 25% — на транспорт.

Наконец, необходимо остановиться еще на двух важных показателях, используемых при составлении топливно-энергетического баланса, — энергопотреблении и энергопотребности. Под термином *энергопотребление* понимается расход первичных энергоресурсов за определенный период времени, а под термином *энергопотребность* — планируемая потребность в первичных энергоресурсах на определенный период. Количественно энергопотребление и энергопотребность, так же как и запасы энергоресурсов, чаще всего будут выражаться в единицах Q . Однако в некоторых случаях, когда энергия в 1 Q окажется слишком большой (например, при количественной оценке энергопотребности и энергопотребления в расчете на душу населения), вместо единицы Q будет использоваться единица киловатт (тепл.) · год, при

* Ниже показано, что доля извлекаемых ядерных ресурсов существенно зависит от типа энергетической установки (реактора), вырабатывающей электроэнергию или тепло.

этом обозначение «тепл.» указывает, что речь идет о первичной (тепловой) энергии, которая расходуется на производство электроэнергии и тепла.

1.1. Роль энергии в развитии цивилизации

Энергетика в значительной степени определяет уровень развития экономики в целом. Практически все стороны жизни любого современного промышленного общества опосредствуются производимой энергией в разных ее формах. На протяжении всей истории человечества энергопотребление росло быстрее, чем численность самого населения. Так, если годовой прирост энергопотребления в течение 1960—1975 гг. достиг 4,3% [10], то среднегодовой прирост населения за этот же период составил 2,1% [11]. По мере освоения человеком новых первичных энергоресурсов (солнечное тепло, древесина, уголь, гидроэнергия, нефть, газ) изменялся топливно-энергетический баланс. В настоящее время происходит очередная перестройка топливно-энергетического баланса мира, которая связана с быстрым развитием ядерной энергетики.

Для прежних масштабов развития энергетики экологическая емкость окружающей среды и запасы того или иного вида энергоресурса являлись практически неограниченными, бесконечными. Сегодня уже нельзя исходить из этого — масштаб энергопотребления столь велик, что одновременно возникли ограничения ресурсного, гигиенического и экологического характера.

Промышленный и экономический прогресс тесно связан с возрастанием уровня энергопотребления на душу населения. Согласно данным рис. 1.2 валовой национальный продукт, приходящийся на душу населения в различных странах мира, прямо пропорционален количеству энергии, потребляемой в этих странах на душу населения [12, 13]. Наглядным подтверждением этому служат и данные, представленные на рис. 1.3, которые показывают рост валового общественного продукта в СССР в зависимости от энергопотребления на душу населения.

В настоящее время энергопотребление распределено по земному шару крайне неравномерно: годовое энергопотребление на душу населения для 72% населения мира составляет менее 2 кВт (тепл.) · год, для 22% — от 2 до 7 кВт (тепл.) · год и только для 6% — около 10 кВт (тепл.) · год [14]. Более чем в 80 странах этот показатель равен 0,2 кВт (тепл.) · год, т. е. максимум и минимум энергопотребления на душу населения в современном мире различаются в 50 раз. Кроме того, сильно варьируют и темпы роста этого показателя по странам. Причины такого различия и их влияние на развитие энергетики мира в ближайшие десятилетия в данной книге не анализируются. Авторы поставили перед собой задачу показать основные тенденции долгосрочного развития ядерной и альтернативных видов энергетики (после 2000 г.), оценить масштабы и перспективы их развития. Для

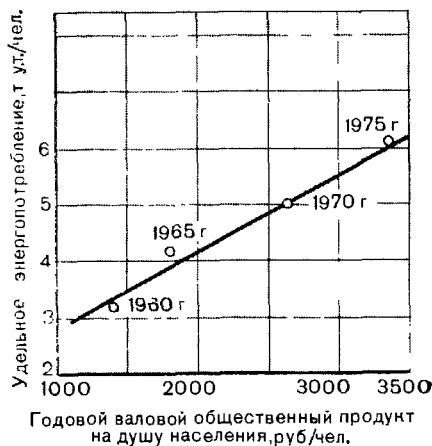
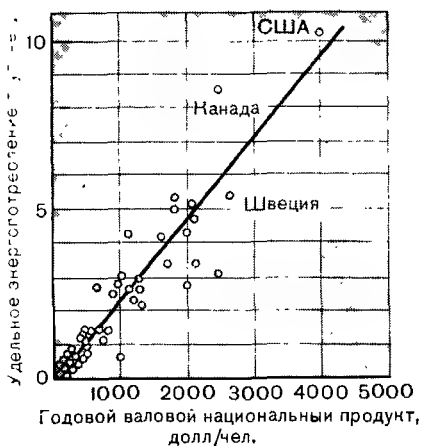


Рис. 1.2. Соотношение между удельным энергопотреблением и валовым национальным продуктом на душу населения в разных странах мира (национальный продукт оценивается в американских долларах на 1968 г.)

Рис. 1.3. Соотношение между удельным энергопотреблением и валовым общественным продуктом на душу населения СССР в различные годы

прогнозирования масштабов развития энергетики достаточно проводить расчеты, исходя из предположения о равномерном распределении энергопотребления среди населения всего земного шара.

В настоящее время подавляющая часть энергии производится за счет сжигания топлива органического происхождения — угля, нефти, природного газа. По данным статистического доклада ООН за 1975 г. [15] доля природного газа в топливно-энергетическом балансе мира составляла 19,4%, твердого топлива — 30,9%, жидкого — 47,2%, прочих энергоресурсов — 2,5%. В структуре использования энергоресурсов в СССР в 1975 г. на долю природного газа приходилось 21,2%, угля — 30,0%, нефти — 13,0%, прочих источников энергии — 5,8%. Все виды органических потребляемых энергоресурсов

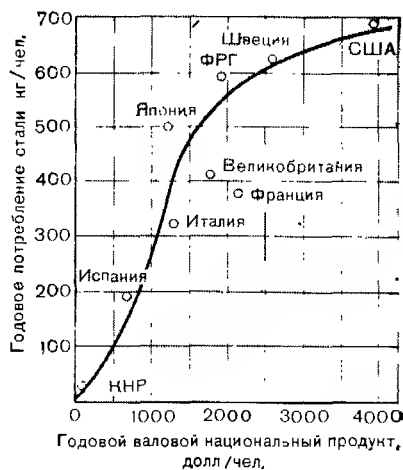


Рис. 1.4. Соотношение между годовым валовым национальным продуктом и потреблением стали на душу населения в разных странах мира (1968 г.)

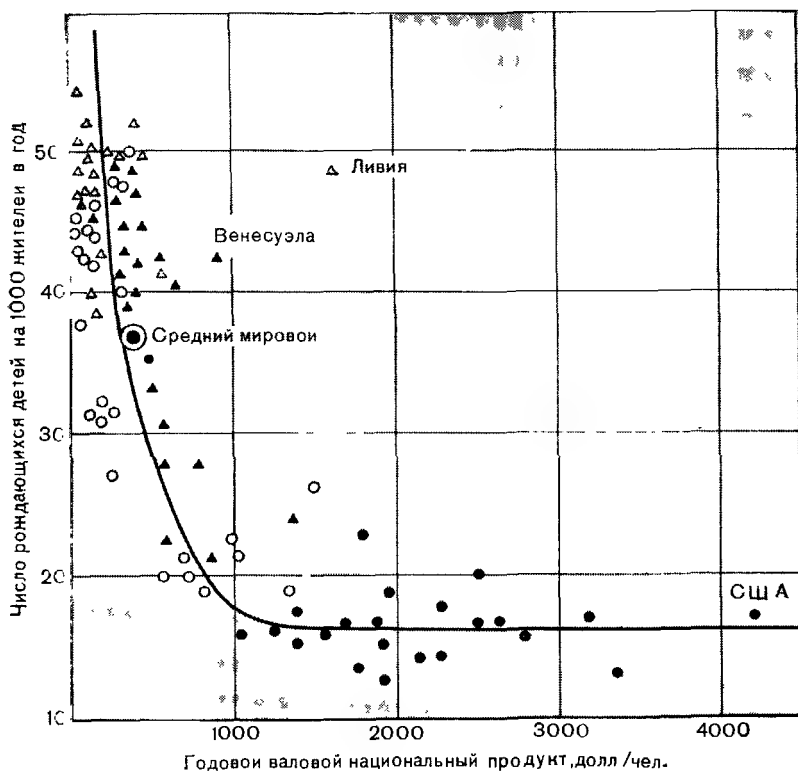


Рис. 15. Соотношение между рождаемостью и годовым валовым национальным доходом на душу населения в разных странах мира

○ — Азия, △ — Африка ▲ — Латинская Америка ● — Европа СССР Северная Америка

являются практически невозобновляемыми, так как на их воспроизводство в природе потребуются многие миллионы лет.

Будущие потребности в энергии и возможности их покрытия вызывают повышенный интерес. Толчком к этому стал так называемый энергетический кризис 1973 и 1974 гг., стимулировавший проведение всесторонних исследований и долгосрочных прогнозов развития энергетики [8, 9]. До недавнего времени наиболее широко были распространены прогнозы, основанные на прямой экстраполяции прошлых тенденций в будущее. Однако эта концепция не очень надежна. Во-первых, ее конечные результаты в значительной степени зависят от выбора периода времени, послужившего основой для выявления прошлых тенденций. Например, годовой прирост энергопотребления в мире в среднем составлял 3,3% в 1925—1975 гг., 4,1% в 1933—1975 гг., 4,3% в 1960—1975 гг. [9]. Экстраполированные значения энерго-

потребления значительно различаются при выборе разных периодов экстраполяции и для приведенных значений на 2020 г. они составляют 1,2 Q, 1,8 Q, 2,0 Q соответственно. Во-вторых, в условиях конечных запасов невозобновляемых ресурсов и ограниченных масштабов использования возобновляемых ресурсов рост энергопотребления с постоянно возрастающим ежегодным приростом не может продолжаться неограниченное время. Наконец, как показывает мировой опыт, в странах с высоким уровнем развития (социального, экономического, технического) появляются факторы, ведущие к уменьшению энергопотребления с асимптотическим выходом на некоторый практически постоянный уровень. Частичным подтверждением этого утверждения могут служить статистические данные, представленные на рис. 1.4 [16] и 1.5 [17].

По указанным соображениям ниже использован подход к прогнозированию энергопотребностей, основанный на предположении, что уровень потребления энергии на душу населения и численность населения в мире и в отдельных странах в конечном счете придут к стационарному состоянию.

1.2. Некоторые тенденции развития общественного производства и их влияние на уровень энергопотребления

Задача определения уровня стабилизации энергопотребления на душу населения представляет собой сложную проблему. В первом приближении можно исходить из предположения, что эта стабилизация для мира в целом произойдет на уровне, близком к наивысшему уровню потребления энергии на душу населения, достигнутому в настоящее время в промышленно развитых странах. Удельное энергопотребление* в этих странах составляет около 10 кВт (тепл.) · год/чел. Отметим, что в 1975 г. в мире удельное энергопотребление в среднем составляло 2,3 кВт (тепл.) · год/чел.

В будущем, когда население Земли возрастет, потребуется дополнительная энергия на душу населения для повторного использования ресурсов, опреснения воды, производства водорода, пищевых продуктов и т. д. Для определения численного значения этой поправки необходим системный анализ, учитывающий тенденции развития промышленности и сельского хозяйства в мире, темпы потребления невозобновляемых ресурсов планеты, оценку сроков их исчерпания и, наконец, оценку темпов загрязнения окружающей среды и последствий такого загрязнения.

Данные, представленные на рис. 1.6, показывают, что за последние 50 лет объем промышленного производства возрастал с небольшими

* В дальнейшем под удельным энергопотреблением понимается количество первичной (тепловой) энергии, потребляемой на душу населения в течение года.

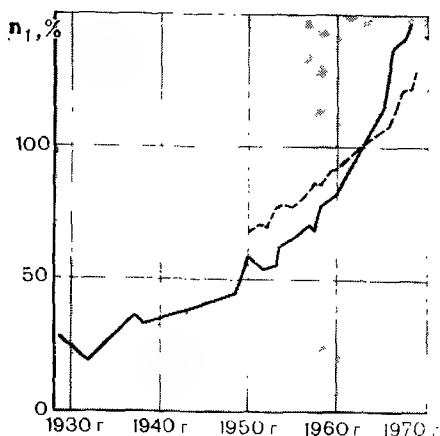


Рис. 1.6. Рост мировой промышленной продукции (индекс промышленного производства n_i в 1963 г. принят за 100%)

— — — общий объем; — — — — на душу населения

колебаниями в среднем ежегодно на 7%, а в расчете на душу населения — на 5% [12, 18].

Экспоненциальный рост промышленного производства вызвал экспоненциальный рост потребностей в различных видах полезных ископаемых. Простейшие расчеты сроков истощения запасов некоторых важных для развития промышленности видов полезных ископаемых

при различных оценках их запасов и темпах извлечения из недр Земли представлены в табл. 1.2 [19]. Точность этих расчетов невелика, но вполне достаточна, чтобы судить о степени остроты проблемы удовлетворения потребностей промышленности в минеральном сырье. Из данных таблицы следует, что такие полезные ископаемые, как свинец, цинк, медь и ряд других, станут дефицитными к концу текущего столетия. Это потребует освоения залежей бедных руд (на их долю приходится 65% всех запасов), разработки месторождений, находящихся на больших, чем традиционные, глубинах, освоения шельфовых залежей и магматических пород. Более остро встанет вопрос о повторном использовании элементов.

Для иллюстрации на рис. 1.7 представлен прогноз потребления хрома. Он основан на математической модели [20], учитывающей достижения науки и техники в технологии добычи и потребления ресурсов, открытие новых месторождений, экономические факторы. Как видно из рисунка, ежегодное потребление U хрома растет (увеличивается на 2,6%, что соответствует современным темпам), при этом происходит быстрое истощение его ресурсов R . Однако стоимость C добычи не возрастает и остается низкой, так как достижения в технологии добычи и переработки руды позволяют использовать руду все более низкого качества (кривая T). По мере истощения запасов в недрах Земли успехи технологии оказываются недостаточным фактором для поддержания стоимости добычи на низком уровне. Она быстро начинает возрастать из-за увеличения цен на разведку новых месторождений, добычу руды и т. д. Высокая стоимость добычи заставляет использовать хром более эффективно, все большее его количество получать не из руды, а из вторичного сырья — металлолома*

* Например, в некоторых странах доля выплавки стали из металлолома уже достигла 40—50% [21].

Таблица 1.2. Сроки исчерпания различных видов полезных ископаемых (отсчет от 1970 г.) [19]

Вид полезных ископаемых i	R_i , Мт	τ_i , лет	α_i , %	t_i , год	T_i , год
Хром	$7,8 \cdot 10^2$	420	2,6	95	154
Железо	$1 \cdot 10^5$	240	1,8	93	173
Кобальт	2,2	110	1,5	60	148
Марганец	$8 \cdot 10^2$	97	2,9	46	94
Никель	66,2	150	3,4	53	96
Группа платиновых металлов	$12,8 \cdot 10^{-3}$	130	3,8	47	85
Молибден	4,9	79	4,5	34	65
Алюминий	$1,17 \cdot 10^3$	100	6,4	31	55
Вольфрам	1,3	40	2,5	28	72
Медь	308	36	4,6	21	48
Свинец	91	26	2,0	21	64
Цинк	123	23	2,9	18	50

Примечания: 1. В таблице приняты следующие обозначения

R_i — мировые запасы i -го вида полезных ископаемых, известные на 1970 г.; учтены лишь те запасы, добыча которых экономически целесообразна по геологическим условиям (глубина залегающих, толщина пласта), географическому положению (в обжитых или пустынных, труднодоступных районах) и по уровню техники;

t_i — $R_i(1970)/\Delta R_i(1970)$, где ΔR_i — абсолютное количество i -го вида ископаемых, извлеченное из недр Земли в 1970 г., т. е. t_i — срок исчерпания ресурса, если бы его расходование осталось на уровне 1970 г.;

α_i — ежегодный рост потребления i -го вида полезных ископаемых (в среднем для 1950—1970 гг.),

t_i — срок исчерпания i -го вида полезных ископаемых, запасы которого составляет $R_i(1970)$, если бы его расходование ежегодно возрастало на $\alpha_i\%$;

T_i — срок исчерпания i -го вида полезных ископаемых при тех же условиях его расходования, как и в предыдущем случае, но в предположении, что его запасы в 5 раз превосходят запасы $R_i(1970)$, известные на 1970 г.

2. К группе платиновых металлов отнесены платина, палладий, осмий, иридий, родий и рутений.

и, наконец, использовать его заменители. В дальнейшем, как это следует из тенденций настоящего времени в промышленно развитых странах, потребности в хrome на душу населения стабилизируются. Соответственно при стабилизации населения Земли стабилизируются и суммарные потребности в хrome для мира в целом.

Очевидно, по аналогичным сценариям будут развиваться добыча и потребление других полезных ископаемых.

Приведенные данные позволяют сделать вывод, что постепенное исчерпание запасов многих видов полезных ископаемых не является непреодолимым препятствием для развития человечества. Однако новые технологические процессы для эффективного использования полезных ископаемых потребуют дополнительных затрат энергии для производства единицы продукции. Фактически это означает, что для производства единицы продукции в будущем удельное энергопотребление должно возрасти по сравнению с настоящим. По оценкам [22] в силу перечисленных причин в будущем удельное энергопотребление должно быть увеличено на 2 кВт (тепл.) · год/чел. для добычи и пов-

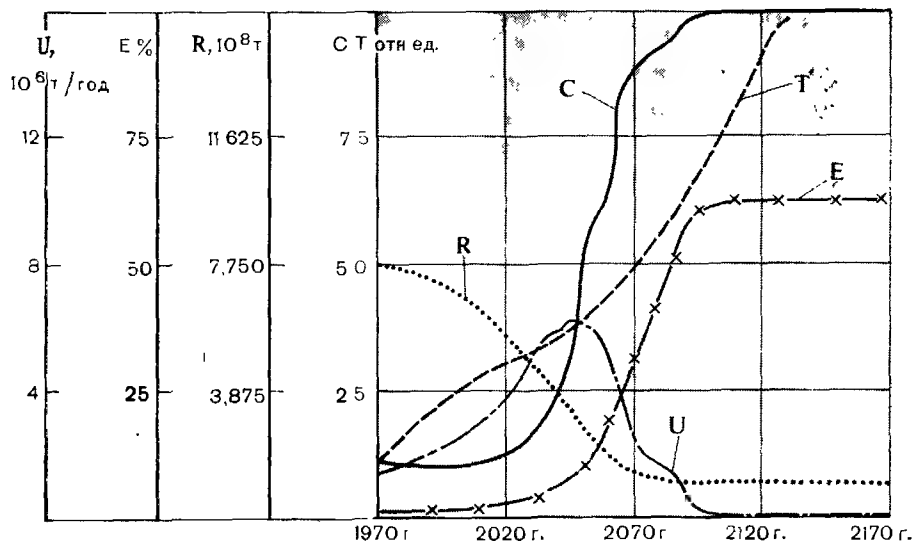


Рис. 1.7. Прогноз потребления ресурсов хрома [20].

По вертикали отложены следующие параметры: R — запасы хрома в недрах Земли (за первоначальное значение приняты разведанные в 1970 г. запасы, которые составляли $7,75 \cdot 10^8$ т); T — увеличение количества хрома, добытого из единицы природной руды, за счет достижений науки в области добычи и технологии переработки руды; U — темпы добычи хрома из недр Земли (в 1970 г. извлечено 1,85 млн. т); E — часть хрома, требующегося производству, которую необходимо заменить искусственными или другими естественными материалами (к 2100 г. потребуется, чтобы она составляла около 60%); C — изменение стоимости добычи хрома из недр Земли (стоимость в 1970 г. принята за единицу).

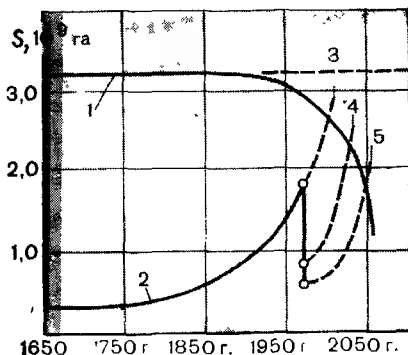
торного использования редких элементов и на $0,1$ кВт (тепл.) · год/чел. для производства стали, алюминия и магния.

Значительного увеличения удельных затрат энергии потребуют решение продовольственной проблемы и обеспечение потребностей в пресной (опресненной) воде. По данным Продовольственной и сельскохозяйственной организации ООН (ФАО) во всем мире производится около 75 млн. т пищевого белка — около 60 г/чел. в день при средней норме 100 г/чел. Наиболее острый характер носит проблема обеспечения пищей населения в развивающихся странах, где в настоящее время проживает около 72% населения Земли. Производство продуктов питания в развивающихся регионах мира непрерывно возрастает, однако не опережает прироста численности населения [23]. В силу этого уровень производства продуктов питания на душу населения остается постоянным и очень низким.

Конечно, в проблеме удовлетворения нужд населения пищей много нерешенных задач социально-политического характера, связанных с системами распределения, торговли, цен и т. п. Решение этих задач, т. е. преодоление неравноправных экономических взаимоотношений между промышленно развитыми западными странами и развивающи-

Рис. 1.8. Потребность в сельскохозяйственных площадях в мире:

1 — площадь земли, пригодных для сельскохозяйственного использования; 2 — освоенные сельскохозяйственные площади; 3 — потребность в сельскохозяйственных площадях при современных темпах роста населения (2% /год) и производительности сельскохозяйственной продукции с единицы площади; 4 — то же при увеличении производительности в 2 раза; 5 — то же при увеличении производительности в 4 раза. Точка пересечения кривой 1 с кривыми 3–5 определяет год исчерпания запасов сельскохозяйственных площадей. Уменьшение площадей, пригодных для ведения сельского хозяйства (кривая 1), связано с отчуждением части этих площадей для нужд промышленности



мися странами, позволит значительно улучшить продовольственную ситуацию в мире в целом. Наряду с этим существует и техническая сторона проблемы повышения продуктивности сельского хозяйства, которая потребует больших дополнительных затрат материалов и энергии на повышение урожайности почв, на обработку земли, производство удобрений и т. д.

В связи с жизненной необходимостью резкого увеличения производства продуктов питания возникает проблема земельных ресурсов. По подсчетам на Земле имеется 3,2 млрд. га почв, пригодных для ведения сельского хозяйства [24] (рис. 1.8). Наиболее плодородная их половина уже освоена. Освоение каждого гектара из оставшихся земель потребует затрат все большего и большего количества энергии. Детальное изучение тенденций развития сельского хозяйства позволило специалистам сделать вывод, что в будущем для сохранения сегодняшнего уровня питания, присущего высокоразвитым странам, необходимо увеличить удельное энергопотребление на 0,2 кВт (тепл.) × год/чел. Эта дополнительная энергия потребуется для интенсивного производства пищевых продуктов [22]. Здесь укажем, что электрификация и механизация труда в сельском хозяйстве СССР обеспечили в девятой и десятой пятилетках (1970—1980 гг.) такой рост производительности труда, который дал возможность получить весь прирост сельскохозяйственной продукции без дополнительного роста численности рабочих [25].

Материалы конференции ООН по проблемам воды показывают, что на повестке дня остро стоит вопрос снабжения человечества достаточным количеством пресной воды. Из общих запасов воды $1,4 \times 10^9$ км³, имеющихся на планете, 97,3% приходится на долю океана и непригодных для использования источников. Из оставшихся 2,7%, определяющих запасы пресной воды, более 75% приходится на ледники, ~ 24,5% — на подземные воды, расположенные на глубине до нескольких километров, и только 0,36% запасов воды легкодоступны для человека. Поэтому необходимо планировать дополнительный расход энергии [0,3 кВт (тепл.) · год/чел] для опреснения и разработки

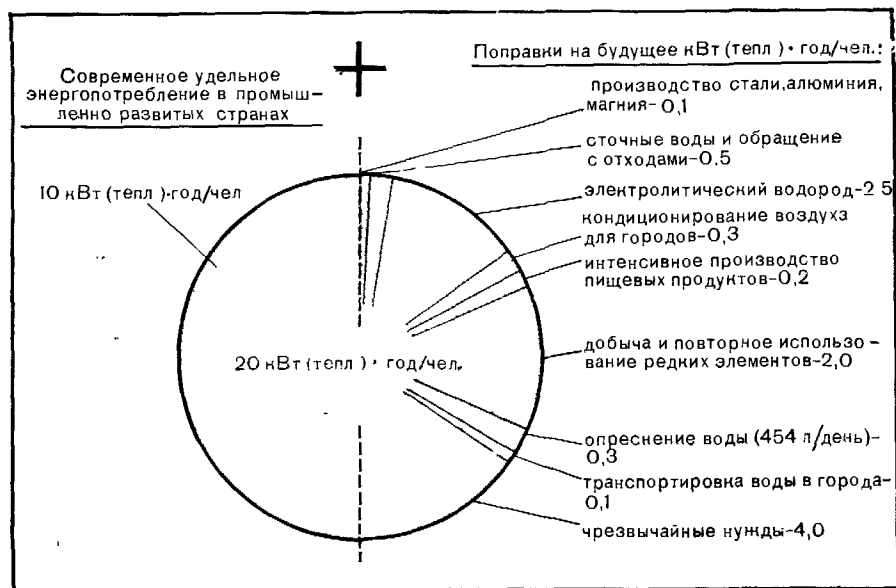


Рис. 1.9. Уровень стабилизации удельного энергопотребления (первичной энергии)

труднодоступных запасов пресной воды. Кроме того, считается, что необходимо увеличить удельное энергопотребление еще на 0,1 кВт (тепл.) · год/чел. для транспортировки опресненной воды к ее потребителям [22].

В настоящее время человек вносит в природную среду огромное количество производственных и бытовых отходов. В мире ежегодно добывается более 4 млрд. т нефти и природного газа, более 2 млрд. т угля, почти 20 млрд. т горной массы в виде руды и сопровождающих горных пород. Только 1—2% этих руд и горных пород перерабатывается в полезный, потребляемый продукт. Остальные 98—99%, получив новые и во многом вредные физико-химические свойства, попадают в биосферу — в воздух, в почву, в воду. Необходимо учитывать воздействие загрязнения биосферы на состояние здоровья людей сегодняшнего и последующих поколений. Проблема защиты окружающей среды от загрязнений стала такой же жизненно важной, как и задача обеспечения человечества продуктами питания. Расчеты показывают, что для предотвращения загрязнения биосферы необходимо увеличить удельное энергопотребление на 0,8 кВт (тепл.) · год/чел. в среднем [22]. Эта энергия потребуется для очистки сточных вод, обращения с другими отходами [0,5 кВт (тепл.) · год/чел.] и на очистку воздуха [0,3 кВт (тепл.) · год/чел.].

В связи с проблемой защиты окружающей среды большие надежды связывают с перспективами широкого внедрения водорода в производство. В частности, использование его в качестве топлива для автомобилей позволило бы значительно уменьшить загрязнение воздушного бассейна. Известно, что до 60% загрязнений воздушного бассейна вызвано работой автомобильного транспорта, а водород является практически чистым видом топлива. Считается, что для производства водорода в будущем потребуется дополнительно увеличить удельное энергопотребление в среднем на $2,5 \text{ кВт (тепл.)} \cdot \text{год/чел.}$

Суммируя изложенное, можно сделать следующий вывод: для сохранения высокого уровня жизни, присущего в настоящее время населению высокоразвитых стран, в будущем потребуется увеличить удельное энергопотребление до $10\text{—}20 \text{ кВт (тепл.)} \cdot \text{год/чел.}$ (рис. 1.9). На диаграмме, изображенной на рис. 1.9, к перечисленным слагаемым удельного энергопотребления добавлено еще одно слагаемое, равное $4 \text{ кВт (тепл.)} \cdot \text{год/чел.}$ Оно предусмотрено на преодоление потенциальных возможных затруднений, которые сегодня трудно предвидеть.

Удельное энергопотребление $20 \text{ кВт (тепл.)} \cdot \text{год/чел.}$ при расчете перспективной потребности в энергии в мире, по-видимому, следует признать на сегодня максимальной оценкой для уровня стабилизации потребления энергии. Этой точки зрения придерживается ряд советских исследователей [26].

1.3. Аналитические оценки предстоящего роста энергопотребления

Среди прогнозистов, работающих в различных областях науки и техники, существует такое понятие, как аналитический прогноз. К этому виду относят прогнозы, имеющие прежде всего теоретическое значение для более глубокого исследования рассматриваемых процессов и для выявления общих тенденций их развития. Аналитический прогноз не имеет прикладного значения, так как в его задачу не входит получение результатов для практических целей, связанных с планированием.

Именно к такому виду прогнозов относится, по мнению авторов, разработанный ими прогноз роста энергопотребления в мире и в СССР, в основу которого положены следующие предположения.

1. Распределение энергии на душу населения будет равномерным среди всех жителей земного шара.

2. Удельное энергопотребление в будущем стабилизируется и, по-видимому, не превысит $20 \text{ кВт (тепл.)} \cdot \text{год/чел.}$, чего вполне достаточно для обеспечения высокого уровня жизни населения.

3. Численность населения мира в конечном счете придет к стационарному состоянию (примерно 12 млрд. чел.). Эту точку зрения разделяет подавляющее большинство демографов мира [21, 27, 28].

На основе сделанных предположений строится модель роста потребления энергии в мире и в СССР. В дальнейшем эту модель будем

Таблица 13 Численность населения и удельное энергопотребление во всем мире и в СССР

Год	Численность населения, млрд. чел.		Удельное энергопотребление, кВт (тепл.) год/чел.	
	Весь мир	СССР	Весь мир	СССР
1960	2,924	0,216	1,40	3,24
1965	3,285	0,232	1,64	4,21
1970	3,606	0,243	1,94	5,09
1975	3,946	0,255	2,08	6,3

Таблица 14 Перспективы роста численности населения мира и СССР за период 1975—2125 гг. (прогноз ООН [30])

Год	Численность населения, млрд. чел.		Год	Численность населения, млрд. чел.	
	Весь мир	СССР		Весь мир	СССР
1980	4,374	0,266	2100	12,257	0,399
1990	5,280	0,294	2125	12,277	0,399
2000	6,407	0,391			

называть гипотетической, имея в виду, что она исходит из предположений, которые хотя и являются обоснованными, но не могут быть строго доказаны во всех отношениях.

Следующий шаг, который необходимо сделать для построения модели, — это разработать ее динамику, т. е. описать, по каким законам с течением времени в гипотетической модели изменяются численность населения и удельное энергопотребление. Экспертные оценки предстоящего роста потребления энергии, которые предполагается выполнить с ее помощью, в значительной степени зависят не только от уровней стабилизации указанных величин, но и от того, когда и как это произойдет.

В рассматриваемой здесь гипотетической модели изменения удельного энергопотребления и численности населения с течением времени заданы исходя из следующих соображений:

а) рост удельного энергопотребления в мире и СССР может быть описан так называемой логистической (насыщающей) функцией с двумя параметрами. Значения последних определяют подгонкой значений логистической функции к статистическим данным о росте энергопотребления в мире и СССР за 1950—1975 гг. (табл. 1.3) [29] (численные значения этих констант для мира и СССР оказываются после такой подгонки, конечно, различными);

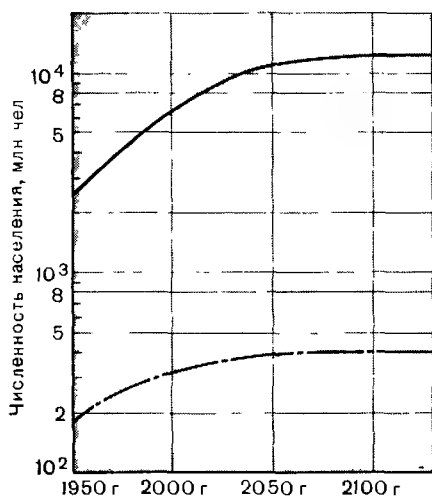


Рис. 1.10. Прогноз роста численности населения в мире (—) и в СССР (---)

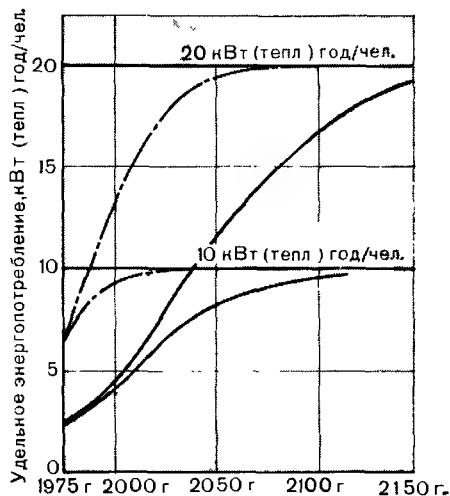


Рис. 1.11. Рост удельного энергопотребления в мире (—) и в СССР (---)

б) рост численности населения в мире и СССР описывается до 2125 г. демографическим прогнозом ООН (табл. 1.4 и рис. 1.10), который был подготовлен для Всемирной конференции по народонаселению в Бухаресте (1974 г.) [30]. В соответствии с этим прогнозом численность населения стабилизируется к 2100 г. на уровне около 12 млрд. чел. для всего мира и примерно 400 млн. чел. для СССР. Большинство демографов, в том числе и советские специалисты, считают этот прогноз научно обоснованным [21].

Результаты долгосрочных прогнозов потребления энергии в мире и СССР, выполненные с помощью гипотетической модели, представлены в табл. 1.5 и на рис. 1.11 и 1.12 для двух вариантов. В одном из них удельное энергопотребление стабилизируется на уровне 20 кВт (тепл.) · год/чел. В другом варианте такая стабилизация наступает при меньшем удельном энергопотреблении — 10 кВт (тепл.) · год/чел.

Напомним, что изложенная выше стратегия в области энергетики базировалась главным образом на соотношении, полученном из статистических данных (см. рис. 1.2 и 1.3) о прямой пропорциональной зависимости уровня экономического развития той или иной страны от количества энергии, потребляемой на душу населения в этой стране. Однако очевидно, что можно обеспечить растущее энергопотребление, оставляя уровень производства первичной энергии неизменным. Это можно осуществить как за счет повышения КПД преобразования и

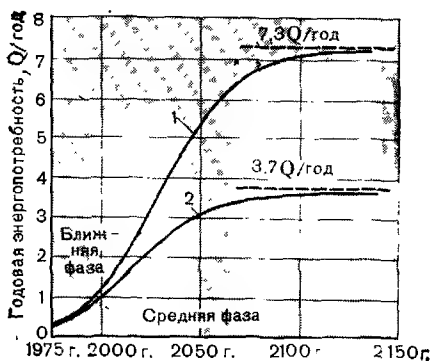


Рис. 1.12. Прогноз потребности в первичной энергии в мире:

1, 2 — в случае стабилизации удельного энергопотребления на уровне 20 и 10 кВт(тепл.) $\times$ год/чел., кривые 1 и 2 соответствуют ежегодному приросту потребления после 1975 г., равному 5% (современные тенденции)

потребления энергии промышленных процессов, так и за счет экономии энергии.

Например, в СССР за 70-е годы достигнута значительная экономия топлива в результате сокращения его удельного расхода на ТЭС,

которые потребляют 21% топливных ресурсов страны. За этот период на ТЭС Советского Союза снизили расход условного топлива с 413 до 340 г/(кВт $\cdot$ ч). В результате потребление топлива ТЭС сократилось более чем на 0,0017 Q в год. Расход условного топлива на ТЭС СССР меньше, чем на электростанциях США [364 г/(кВт $\cdot$ ч)] и ФРГ [366 г/(кВт $\cdot$ ч)].

Чтобы учесть возможные изменения в использовании энергии, связанные с ее экономией и с повышением КПД, в рамках гипотетической модели был рассмотрен также вариант развития энергетики, в котором стабилизация удельного энергопотребления происходит на уровне 10 кВт (тепл.) $\cdot$ год/чел. С большей степенью надежности можно утверждать, что уровень реальной стабилизации будет находиться в диапазоне от 10 до 20 кВт (тепл.) $\cdot$ год/чел.

Значительное внимание оценкам перспективной потребности в энергии на период до 2020 г. было уделено на X конференции МИРЭК. Эти оценки оказываются в хорошем согласии с данными, полученными по гипотетической модели (рис. 1.12). Что же касается прогноза после 2020 г., полученного с помощью гипотетической модели, то его, по-видимому, следует рассматривать лишь как ориентировочную оценку потребностей в энергии в 2020—2100 гг.

По мнению авторов, такой долгосрочный прогноз позволяет судить о масштабах предполагаемых потребностей в энергии и возможных источниках их удовлетворения с учетом запасов энергоресурсов в источниках. Это, в свою очередь, дает возможность оценить эффективность текущей политики в области энергетики, в частности различных мер по ограничению или поощрению разработки того или иного источника энергии. Именно для этих целей в дальнейшем использованы долгосрочные прогнозы потребности в энергии, рассчитанные с помощью гипотетической модели.

При разработке стратегии в области развития энергетики следует выделить несколько фаз. В простейшем случае, учитывая прогнозы энергопотребления (см. табл. 1.5, рис. 1.11 и 1.12), следует различать три фазы развития топливно-энергетического баланса мира: 1) ближ-

Таблица 1.5. Аналитическая оценка роста энергопотребления в мире и в СССР (гипотетическая модель)

Показатель		Ближняя фаза		Средняя фаза			Отдаленная фаза (N—число лет, прошедших после 2100 г.)
		1975 г.	2000 г.	2020 г.	2050 г.	2100 г.	2100 г.+N
Численность населения, млрд. чел.	В мире	3,946	6,407	8,800	11,081	12,257	12,257
	В СССР	0,255	0,321	0,361	0,391	0,399	0,399
Удельное энергопотребление, кВт (тепл.) · год/чел.	В мире*	2,1	4,0	6,5	7,9	9,6	10
		2,1	4,2	8,1	11,3	17,2	20
	В СССР	6,3	9,3	9,8	10	10	10
		6,3	13,0	17,0	19,4	20,0	20
Годовое энергопотребление населением, Q/год	В мире	0,25	0,76	0,5	2,6	3,5	3,6
		0,25	0,82	1,8	3,9	6,4	7,3
	В СССР	0,05	0,09	0,11	0,12	0,12	0,12
		0,05	0,12	0,18	0,23	0,24	0,24
Интегральное потребление энергии населением (с 1975 г. до соответствующего года), Q	В мире	0,25	11,7	34,2	97,9	257,1	257,1 ± 3,6
		0,25	12,1	37,5	122,3	388,6	388,6 ± 7,3
	В СССР	0,05	1,7	3,7	7,1	13,0	13 ± 0,12
		0,05	2,1	5,2	11,5	23,2	23,2 ± 0,2

* Верхние цифры соответствуют варианту стабилизации удельного энергопотребления на уровне 10 (т. е. с учетом экономии), а нижние — 20 кВт (тепл.) год/чел.

няя фаза, относящаяся к периоду времени до 2000 г.; 2) средняя фаза — от 2000 г. и до момента стабилизации энергопотребления (т. е. до 2100 г.); 3) отдаленная фаза, относящаяся к периоду стабилизации энергетических потребностей (2100 г. и далее).

В ближней фазе стратегия в области энергетики должна исходить из положения о том, что энергопотребность в этот период может быть покрыта только за счет энергоисточников, широкая эксплуатация которых возможна и экономически оправдана при существующем уровне развития науки и техники. К таким энергоисточникам в настоящее время относятся энергетика на органическом топливе, гидроэнергетика и ядерная энергетика, использующая реакторы на тепловых нейтронах. В соответствии с расчетами по гипотетической модели (см. табл. 1.5) интегральные мировые потребности в энергии до 2000 г. составят около 12 Q, а ее производство к концу ближней фазы — в 2000 г. — может достигнуть 0,8 Q/год.

Выбор временного диапазона для этой фазы (до 2000 г.) объясняется следующими причинами. Программы по разработке новых энергоисточников обладают большой инерционностью. Например, специалисты-энергетики США, сравнивая проблему разработки альтернативных источников энергии с реализацией программы Apollo, которая

потребовала колоссальных усилий и капиталовложений и заняла 12 лет, приходят к выводу, что первая проблема несравненно труднее. С учетом различных ограничений и необходимости решения серьезных задач технического и социально-экономического плана программы по разработке новых источников энергии потребуют гораздо больше средств и времени — по-видимому, от 15 до 20 лет. Именно этот интервал времени и определяет первую фазу развития энергетики. В течение этого времени возможно сооружение небольшого количества полномасштабных промышленных установок по производству энергии с помощью альтернативных энергоисточников, основанных на использовании энергии Солнца, ядерного синтеза и др. Однако трудно надеяться, что за этот же срок их доля в энергобалансе станет сколько-нибудь существенной.

Время, необходимое для внедрения альтернативных энергоисточников в топливно-энергетический баланс, определяет начало средней фазы развития энергетики. С этого момента можно будет ускорить строительство установок по производству энергии с помощью новых энергоисточников и приступить к их широкому использованию*. Альтернативными источниками энергии могут быть ядерная энергетика с реакторами на быстрых нейтронах, термоядерная энергетика и энергетика с использованием возобновляемых энергоресурсов (солнечная энергия, энергия ветра, морских приливов и отливов, морских и океанских волн, тепла морей и океанов, геотермальная энергия). В течение этой фазы развития энергетики необходимо оптимизировать топливно-энергетический баланс, учитывая факторы социально-экономического характера, наличие ресурсов того или иного энергоисточника и его воздействия на окружающую среду. Средняя фаза должна быть использована для безболезненного плавного перехода к отдаленной фазе развития энергетики. В соответствии с расчетами по гипотетической модели (см. табл. 1.5) к моменту завершения этой фазы необходимо израсходовать интегрально (в 1975—2100 гг.) от 260 до 390 Q энергии в зависимости от уровня стабилизации удельного энергопотребления, а годовое энергопотребление к 2100 г. соответственно возрастет до (3,5—6,4) $Q/\text{год}$.

Основными характеристиками отдаленной фазы развития энергетики могут быть следующие:

идентифицированы пределы и ограничения глобального использования энергии, т. е. определен фактический уровень стабилизации удельного энергопотребления [в диапазоне от 10 до 20 кВт

* Время завоевания энергетического рынка новыми видами энергоисточников (покрытие 50% топливно-энергетического баланса), например такими, как нефть, газ, для СССР и США составляет 50—100 лет. Следует добавить, что этот период соответствовал условиям, когда отсутствовали экологический кризис и дефицит сырья. В условиях обострения экологического кризиса и возрастания дефицита сырья, присущих современной ситуации в мире, этот период будет иметь тенденцию к уменьшению.

(тепл.) · год/чел.1, установлены допустимые пределы безопасного воздействия энергетики на окружающую среду, учтены социально-экономические факторы и т. д.;

происходит стабилизация ежегодных мировых энергопотребностей на уровне, соответствующем идентифицированным пределам и ограничениям; согласно гипотетической модели (см. табл. 1.5) такой уровень стабилизации ограничен диапазоном от 3,6 до 7,3 Q /год;

оптимизирован топливно-энергетический баланс мира, т. е. осуществлены и вовлечены в энергобаланс один или несколько из немногих существующих вариантов крупномасштабного снабжения энергией. В соответствии с расчетами (см. табл. 1.5) понятие крупномасштабного снабжения энергией означает возможность производства нескольких единиц Q в год (до 8 Q /год) на протяжении тысячи лет.

Конечно, приведенные выше сроки начала той или иной фазы являются лишь ориентировочными; так, для технически развитых стран отдаленная фаза наступит раньше, чем для мира в целом (например, для СССР — примерно в 2050 г). Таким образом, при поэтапном подходе основной упор делается на качественные характеристики и масштабы развития энергетики на этих этапах, а не на конкретные даты наступления той или иной фазы.

В следующих параграфах этой главы рассмотрены различные виды источников энергии, оценены их ресурсы, степень воздействия на окружающую среду и сделана попытка определить их возможную долю в топливно-энергетическом балансе на разных фазах развития энергетики.

1.4. Энергетика на органическом топливе и перспективы ее развития

Основной источник энергии на современном этапе развития энергетики — органическое топливо: доля энергетики на органическом топливе в топливно-энергетическом балансе планеты составляет более 90%. Сравнивая запасы органического топлива (табл. 1.5) с мировыми потребностями в энергии, оцененными с помощью гипотетической модели, нетрудно сделать вывод, что исчерпание органических источников энергии произойдет задолго до стабилизации энергопотребления (рис. 1.13 и табл. 1.6). Из рис. 1.13 видно, что даже если ориентироваться на геологические ресурсы топлива, равные примерно 355 Q , то и в этом случае они будут исчерпаны примерно через 100 лет. Отсюда со всей очевидностью следует очень важный вывод о небольших потенциальных возможностях энергетики на органическом топливе, если исходить из предполагаемых энергопотребностей на долгосрочную перспективу. Из-за ограниченности ресурсов энергетика на органическом топливе не может быть отнесена к крупномасштабным источникам энергии, способным на протяжении столетий производить энергию порядка нескольких Q в год. Такая энергетика позволяет покрыть потребности общества лишь на ближайшей фазе развития и

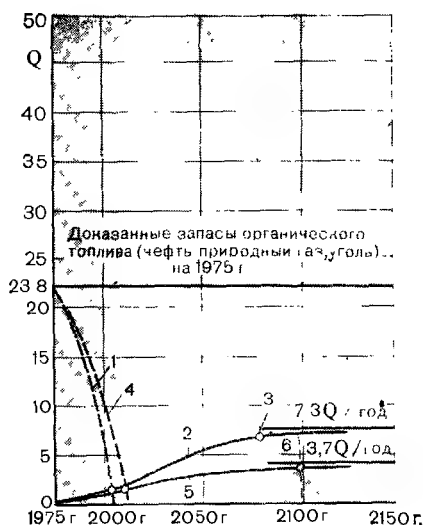
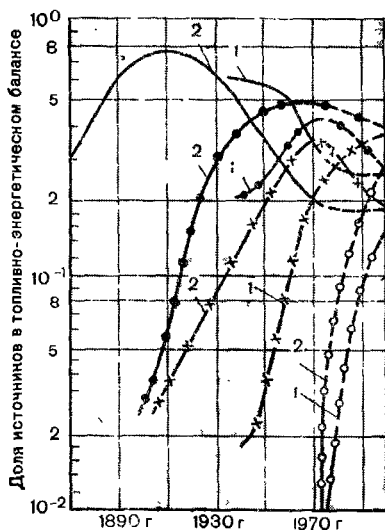


Рис. 1.13. Сроки истощения мировых запасов органического топлива (нефть, природный газ, уголь):

1—3 — стабилизация удельного энергопотребления на уровне 20 кВт(тепл) · год/чел., 4—6 — на уровне 10 кВт(тепл) · год/чел., 2, 5 — рост ежегодного потребления органического топлива, 1, 4 — истощение доказанных запасов органического топлива, 3, 6 — истощение геологических ресурсов (точки пересечения кривых указывают сроки истощения запасов топлива)

Рис. 1.14. Доля различных источников энергии в топливно энергетическом балансе СССР (1) и США (2):

— уголь; ● — нефть; × — газ, ○ — ядерная энергия



обеспечить на средней фазе плавный, безболезненный переход к альтернативным источникам, способным обеспечить энергопотребности в отдаленной фазе.

Ограниченность запасов органического топлива — главная причина наблюдающейся сегодня резкой переориентации мирового топливно-энергетического баланса. На рис. 1.14 показаны структура топливно-энергетического баланса крупнейших стран — потребителей энергии (СССР и США) и ее изменение с течением времени [31]. Видно, что с конца XIX в. начинается абсолютный и относительный рост потреблений нефти и природного газа. Одновременно снижается доля угля, несмотря на абсолютный рост его потребления. Аналогичные тенденции присущи изменениям структуры мирового топливно-энергетического баланса. К 1980 г. доля нефти и газа достигла 62,2% общего потребления вместо 8,1% в 1920 г. Доля угля за этот же период снизилась с 62,5 до 29,4% [32]. Такое изменение структуры топливно-энергетического баланса объясняется прежде всего быстрым развитием в этот период авиации и автомобильного транспорта, оснащенных

Таблица 16 Мировые ресурсы и запасы органического топлива в единицах Q (оценка 1979 г. экспертов МИРЭК X [31])

[Вид органического топлива]	Геологические ресурсы органического топлива***	Запасы органического топлива (доказанные)
Уголь «Обычная» нефть (включая конденсатные жидкости)* «Необычная» нефть** Природный газ	281,2 27,6 44,8 10,0	17,8 3,8 — 2,3
Всего	363,6	23,9

* К месторождениям «обычной» нефти отнесены месторождения, которые можно разведывать и разрабатывать при современных технико-экономических условиях (на суше без полярных районов на глубине до 200 м и в акваториях с глубиной моря также до 200 м).

** Месторождения «необычной» нефти связывают с месторождениями, которые будут открыты в полярных или других труднодоступных районах на континентах и в глубоководных акваториях (с глубиной моря более 200 м), а также с месторождениями нефтеносных сланцев и битуминозных песков. Разведка и разработка таких месторождений потребуют новых технологий, пока что развивающихся и новых сегодня.

*** Считается, что извлекаемая часть геологических ресурсов составит для угля 6%, для нефти 40%.

двигателями внутреннего сгорания, для работы которых необходимо жидкое и газообразное топливо. Кроме того, важное значение приобрело то обстоятельство, что сжигание нефти (мазута) и особенно природного газа вызывает значительно меньшее загрязнение воздуха, чем сжигание твердого органического топлива (уголь, сланцы). Наконец, для жидкого и газообразного топлива легче решаются вопросы транспортировки и загрузки в котлы.

Однако в последние годы началось изменение структуры топливно-энергетического баланса как в отдельных странах (см. рис. 1.14), так и во всем мире в целом. Причина такого изменения — быстрое истощение запасов органического топлива, в первую очередь запасов нефти и природного газа. Строительство ТЭС, работающих на мазуте и газе, в ряде стран уже прекращено.

По данным экспертов МИРЭК X [32] доля нефти и природного газа с 62,2% в современном топливно-энергетическом балансе мира к 2020 г. снизится до 20%. Мировая добыча нефти достигнет пика примерно в 1995 г., а природного газа — через несколько лет после этого. В начале XXI в. добыча нефти и природного газа начнет сокращаться и эти виды органического топлива будут использоваться главным образом в качестве сырья для нефтехимической промышленности и, возможно, для производства топлива для транспорта.

В отличие от нефти и природного газа доля угля в топливно-энергетическом балансе еще длительное время не будет изменяться и к 2020 г., очевидно, останется на сегодняшнем уровне (~ 30%).

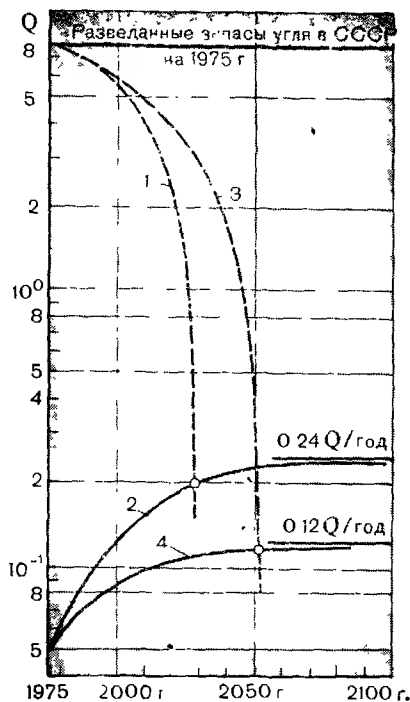


Рис. 1 15 Сроки истощения разведанных запасов угля в СССР

1, 2 — стабилизация удельного энергопотребления на уровне 20 кВт(тепл) / чел, 3, 4 — на уровне 10 кВт(тепл) / чел
1, 3 — остаток разведанных запасов угля
2, 4 — рост ежегодного потребления угля (точки пересечения кривых 1 и 2, 3 и 4 указывают сроки истощения запасов) В расчётах предполагается, что уголь покрывает 100% потребностей в энергии

Ожидается, что мировая добыча угля возрастет к 2020 г в 4—6 раз [4]. Аналогичная тенденция намечается и по отдельным странам. Увеличение добычи угля предусматривается и в Советском Союзе [25].

Такое широкое использование угля объясняется наличием относительно крупных его запасов (табл. 1 6). Однако имеются и ограничивающие факторы: неравномерное географическое распределение запасов угля, большие капиталсложения и затраты времени на освоение новых месторождений, а также проблемы защиты окружающей среды.

Известно, что СССР располагает уникальными месторождениями угля. Например, Канско-Ачинское месторождение содержит запасы угля, равные в энергетическом эквиваленте примерно $2Q$. На рис. 1 15 приведены данные о разведанных запасах угля в СССР и сроках их истощения, при этом в расчёте предполагается, что в топливно-энергетическом балансе в качестве энергоисточника используется только угольное топливо. Но ресурсы топлива в СССР на 80% сосредоточены в Сибири и Средней Азии, а потребление их в таком же процентном отношении происходит в европейской части страны [25]. Поэтому для Советского Союза, имеющего огромную территорию, в топливно-энергетическом балансе необходимо учитывать транспортировку энергоресурсов. Так, перевозки органического топлива по железным дорогам составляют приблизительно 40% общего тоннажа перевозок. Ежегодно из Сибири за Уральский хребет перебрасывается около 100 млн т угля, т. е. около 15% всего добываемого в СССР. Поэтому транспортировка топлива из Сибири и Средней Азии на огромные расстояния в европейскую часть страны является одним из сдерживающих факторов широкого использования угля в СССР. Другой недостаток углей из некоторых перспективных месторождений (например, Экибастузского) — большое содержание в них золы, сернистых соединений и других нежелательных компонентов. К этому следует доба-

вить, что, например, в США затраты на установки для очистки дымовых газов от серы составляют 12—15% общей стоимости угольных ТЭС. В Японии затраты на природозащитные сооружения, установленные на ТЭС, достигают 24—25% общих расходов на строительство ТЭС [33].

Таким образом, возможность использования угля в качестве основного источника энергии на ближней и средней фазах развития энергетики ограничена в большей степени не его потенциальными запасами, а соображениями технико-экономического характера, а также возможными последствиями воздействия продуктов сгорания угля на окружающую среду и здоровье человека, которые подробно рассмотрены в гл. 13.

В силу указанных выше причин по оценке экспертов МИРЭКХ к 2020 г. органическое топливо сможет удовлетворить около половины мировых энергопотребностей. Остальную половину энергопотребностей необходимо обеспечить за счет развития других источников энергии. Аналогичная задача стоит и перед энергетикой СССР при решении проблемы обеспечения энергопотребностей для европейской части нашей страны.

Рассмотрим другие источники энергии, альтернативные органическому топливу, которые существуют в настоящее время или могут быть введены в эксплуатацию до 2020 г.

1.5. Возобновляемые источники энергии и их ресурсы

Возобновляемыми источниками энергии являются энергия рек, морских приливов и отливов, солнечного излучения, ветра, морских и океанских волн, тепла морей и океанов, тепла недр Земли (геотермальная энергия).

В настоящее время из этих источников энергии только гидроэнергоресурсы принимают во внимание при разработке топливно-энергетического баланса. Однако за счет гидроэнергоресурсов производится незначительная часть всей энергии в мире ($\sim 6,0\%$), остальные возобновляемые ресурсы не играют заметной роли в современном топливно-энергетическом балансе. Для оценки потенциальных возможностей возобновляемых источников энергии целесообразно принять величину, определяющую потребность в энергоресурсах на 2020 г. Прогноз роста энергопотребления на этот период разработан с достаточно большой степенью достоверности. Согласно документам МИРЭКХ потребность в энергии на 2020 г. даже по самой консервативной оценке составит ~ 1 Q/год [32]. Отметим, что аналогичный результат следует из прогноза, полученного нами выше с помощью гипотетической модели.

Как уже указывалось, в 2020 г. приблизительно 50% энергопотребности можно будет обеспечить за счет сжигания органического топлива. Следовательно, для полного удовлетворения энергопотребности

Таблица 1.7. Экономический потенциал гидроэнергоресурсов всего мира и отдельных стран, коэффициент использования гидроресурсов

Страна	Экономический потенциал, $Q/\text{год}$	Коэффициент использования, %	Страна	Экономический потенциал, $Q/\text{год}$	Коэффициент использования, %
Весь мир	0,0341	13	Канада	0,0007	74,0**
СССР	0,0037	14,5*	Япония	0,00044	—
США	0,0023	39,5**	Франция	0,0003	70,0**
Бразилия	0,0022	—	Норвегия	0,00036	37,0**

* На начало 1978 г.

** На начало 1974 г.

в 2020 г. необходимо освоить к этому времени дополнительный источник энергии мощностью не менее $0,5 Q/\text{год}$.

Мировые потенциальные (валовые) гидроэнергоресурсы соответствуют производству энергии $0,1 Q$ в год [14, 34]. По многим причинам они могут быть использованы лишь частично. Технический (пригодный к использованию) потенциал гидроэнергоресурсов составляет $0,33$ — $0,65$ валового. Еще ниже экономический потенциал, т. е. экономически выгодный для использования при современном состоянии техники получения гидроэнергии по сравнению с другими видами энергии. Мировой экономический потенциал гидроэнергии составляет приблизительно $0,03 Q$ в год [34]. Таким образом, даже при их полном использовании за счет энергии рек можно было бы удовлетворить только 12% фактического потребления энергии в мире в 1975 г. и лишь 3% ожидаемой потребности в 2020 г.

Следует также добавить, что гидроэнергетика существенно влияет на экологическую обстановку в районе расположения гидроэлектростанции (ГЭС). Чтобы избавиться от сезонной неравномерности поверхностного стока воды в реке, выше ГЭС сооружают водохранилища огромной емкости. Например, водохранилище Куйбышевской ГЭС имеет объем 58 млрд. м^3 , американское Лейк-Мид (ГЭС «Боулдер») — $43,7$ млрд. м^3 , Рыбинское — объем 25 млрд. м^3 и поверхность 4600 км^2 . Для создания таких водохранилищ порой требуется затопить огромные территории, занятые сельскохозяйственными угодьями, лесными массивами, населенными пунктами, производственными предприятиями и т. д. Наиболее остро стоит вопрос о мелководных зонах водохранилищ, которые осушаются при сработке запаса воды. В результате водоросли, разрастающиеся на мелководье летом, при осушке отмирают, загрязняя водохранилище гниющей массой. Мелководные зоны занимают огромные площади, например на Куйбышевском водохранилище — 17 тыс. км^2 (около 40% всей его площади). Как правило, неблагоприятные последствия, связанные с загрязнением водохранилища гниющей растительностью, можно устранить лишь

частично. Помимо этого, при сооружении защитных устройств (например, дамб, отсекающих мелководье от основного водохранилища) сильно удорожается строительство. Так, защитные сооружения на Чебоксарской ГЭС, причем примененные лишь частично, оказались вдвое дороже самой электростанции [36]. Кроме того, застойность воды в водохранилище, особенно на мелководьях, снижает способность рек к самоочищению и вызывает усиленное развитие водной растительности, главным образом ее низших форм («цветение» воды). Такие экологические последствия проявляются с особой остротой для ГЭС, построенных на равнинных реках. В этом случае размеры водохранилищ (поверхность затопления на единицу годовой выработки электроэнергии) в десятки и даже сотни раз выше, чем для ГЭС, расположенных на горных реках.

Таблица 1.7 дает представление об экономических потенциалах гидроэнергии в некоторых странах, обладающих наибольшими ее ресурсами [14, 25, 34].

Добавим, что для Европы в целом коэффициент использования гидроресурсов рек составляет около 40%.

На первом месте в мире по запасам гидроэнергии стоит СССР (исключая КНР, по которой точных данных нет). Всего в нашей стране взято на учет и обследовано более 4400 крупных, средних и малых рек, валовые гидроресурсы которых оценены равными $0,01 Q$ в год. Эти запасы гидроэнергии расположены по территории СССР крайне неравномерно. Более 82% из них сосредоточены в Сибири, на Дальнем Востоке и в Средней Азии. В европейской части страны потенциальные ресурсы гидроэнергии составляют $0,002 Q$ в год.

Технический потенциал гидроэнергоресурсов СССР оценивается примерно в $0,007 Q$ в год, а экономический — $0,004 Q$ в год. На долю нашей страны приходится около 12% гидроэнергетического экономического потенциала мира, и имеется большой неиспользованный ресурс гидроэнергии: $\sim 0,003 Q$ в год. Все это, конечно, следует учитывать при составлении перспективных планов развития топливно-энергетической базы СССР. Однако надо иметь в виду, что даже при полном использовании гидроэнергетических ресурсов невозможно будет покрыть все энергопотребности страны в будущем. Так, в 1975 г. в СССР энергопотребление составило $0,05 Q$. В то же время даже при полном использовании рек в СССР можно было бы получить только 20% этой энергии, если исходить из потенциальных ресурсов, и только 7%, если исходить из экономического потенциала гидроресурсов СССР. К этому следует добавить, что в европейской части страны с наиболее напряженным топливным балансом использование гидроэнергетических ресурсов достигло 40%, а их экономический потенциал практически исчерпан.

Итак, гидроэнергетические ресурсы мира ограничены и даже при полном их использовании невозможно будет удовлетворить будущие потребности в энергии. В мировом топливно-энергетическом балансе гидроэнергетика может играть только вспомогательную роль. По не-

которым прогнозам [37] доля гидроэнергетики в мировом производстве электроэнергии к 2000 г. возрастет в 2 раза. Большая часть новых ГЭС будет построена в развивающихся странах, на долю которых приходится в общей сложности 44% мировых гидроэнергоресурсов. С учетом экологического воздействия гидроэлектростанций на гидросферу они будут строиться, по-видимому, в основном в горных или сильно всхолмленных районах.

К гидроэнергии следует отнести также и энергию морских приливов, обусловленных кинетической энергией вращения Земли и потенциальной энергией взаимодействия в системе Земля — Луна — Солнце. Серьезным препятствием на пути использования энергии приливов и отливов является их суточная и месячная неравномерность, которая ведет к переменной мощности приливной электростанции (ПЭС) и перерывам ее работы. Наиболее полно проблема использования энергии приливов разработана во Франции. Здесь, в Сен-Мало, построена первая в мире экспериментальная ПЭС мощностью 9 МВт, в 1967 г. в устье р. Ла-Ранс введена в эксплуатацию первая в мире промышленная ПЭС Ранс мощностью 240 МВт (эл.) [34]. Проекты ПЭС имеются в Великобритании, США, Аргентине, но они пока не осуществлены. В СССР действует опытная Кислогубская ПЭС на Кольском полуострове.

Технический потенциал морских приливов оценивается всего лишь в 0,014 Q в год [34]. Другими словами, в 2020 г. за счет энергии приливов можно удовлетворить не более 2% мировых энергопотребностей. Таким образом, и этот источник энергии может представлять только региональный интерес, поскольку не обладает мощностями, необходимыми для создания крупномасштабной энергетики (несколько Q в год).

В последнее время во многих странах мира большое внимание уделяют проблеме использования солнечной энергии. Это объясняется тем, что ресурсы солнечной энергии как энергоисточника огромны и практически неисчерпаемы.

Интенсивность солнечного излучения над атмосферой составляет в среднем над всеми зонами земного шара 340 Вт/м² в сутки. Приблизительно 28% этой энергии отражается атмосферой и возвращается в космическое пространство, около 25% поглощается и превращается в тепло в атмосфере, а 47% достигает поверхности земного шара. Таким образом, средняя интенсивность солнечного излучения на поверхности Земли составляет 160 Вт/м², что соответствует тепловому потоку 2000 Q в год [38]. К сожалению, пока не видно, какими путями эти огромные потенциальные ресурсы можно реализовать в больших количествах. Солнечное излучение обладает рядом принципиальных особенностей, которые более жестко ограничивают мощность глобальной солнечной энергетики, чем количество солнечной энергии, поступающей на поверхность земного шара.

Одним из наиболее важных препятствий для глобального использования солнечной энергии является низкая интенсивность солнеч-

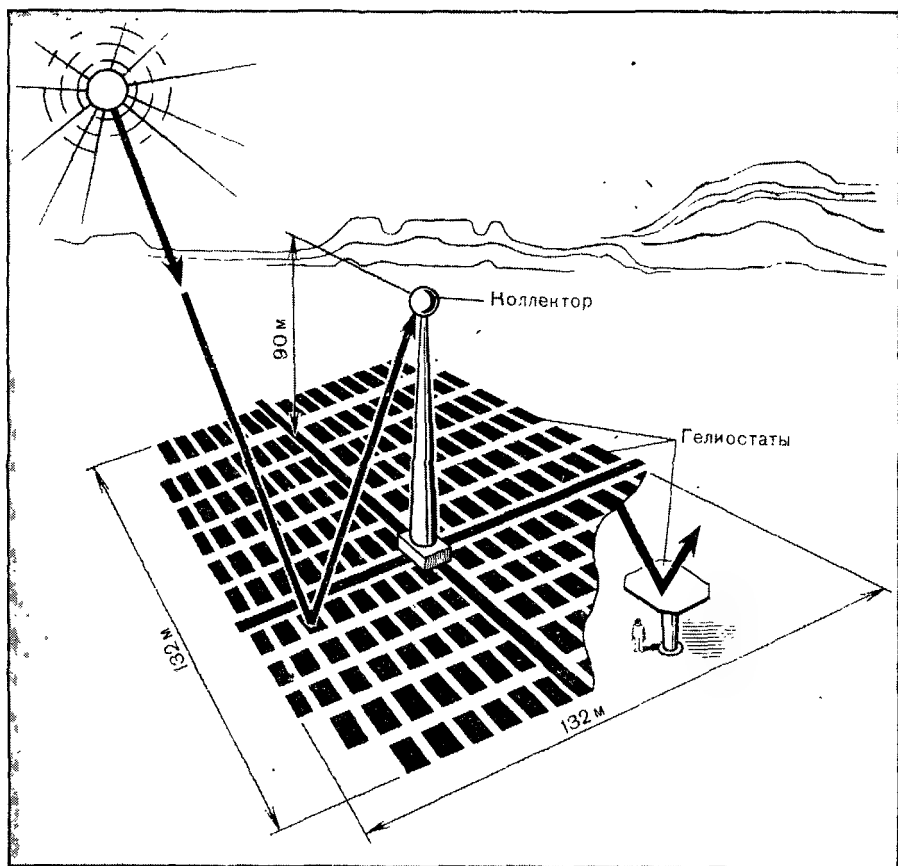


Рис. 1.16. Схема солнечной тепловой электростанции «пиковой» мощностью 2 МВт (эл.), проект которой разработан во Франции [39]

ного излучения даже при наилучших атмосферных условиях. Например, на экваторе интенсивность солнечного излучения в среднем за сутки составляет около 250 Вт/м^2 (при максимальном ее значении около полудня 1000 Вт/м^2). В то же время в современных парогенераторах на ТЭС тепловой поток значительно выше и составляет 10^5 — 10^6 Вт/м^2 . Отсюда видно, что главная проблема солнечной энергетики, по крайней мере, если говорить о ее крупномасштабном использовании, — это разработка методов концентрирования солнечной энергии, т. е. повышение ее интенсивности в сотни раз еще до того, как она превратится в тепло. На рис. 1.16 показан типичный проект солнечной тепловой электростанции (СТЭС). Она представляет собой площадку, на которой расположены ряды гелиостатов (зеркальных модулей), «от-

Таблица 1.8. Земельные площади, необходимые для размещения СТЭС мощностью 1 ГВт (эл.) в зависимости от ее местоположения и КПД

Местоположение	Среднесуточная интенсивность солнечного излучения, Вт/м ²	Площадь под СТЭС, км ²	КПД преобразования солнечной энергии, %
Экватор	250	40	10
		16	25*
Средняя полоса европейской части СССР	150	67	10
		27	25

* Максимальный (теоретически достижимый) КПД СТЭС с гелиостатами.

слеживающих» положение Солнца и отражающих его лучи. В центре площадки находится башня с коллектором солнечной энергии (система теплообменников с протекающим через них теплоносителем). С помощью гелиостатов солнечная энергия фокусируется на коллектор и нагревает теплоноситель (воду или какую-либо низкокипящую жидкость). Дальнейшая передача тепла от коллектора к электрогенератору происходит по той же схеме, которая используется на обычной ТЭС. Единственное отличие сводится к тому, что в эту схему на СТЭС, как правило, вводят еще и накопитель энергии (хранилище пара). Отсюда насыщенный (или дополнительно перегретый) пар подается на турбогенераторную установку СТЭС.

Практическая реализация этого способа концентрирования солнечной энергии, который с учетом современного состояния инженерных разработок представляется наиболее приемлемым, требует отчуждения огромных земельных площадей (табл. 1.8) для размещения гелиостатов из-за низкой интенсивности солнечного излучения. Если предположить, что в отдаленной перспективе (например, в период стабилизации энергопотребления) хотя бы половина мирового энергопотребления (от 1,5 до 4 Q) будет обеспечиваться за счет солнечной энергетики, то под СТЭС придется отвести земельные площади, равные нескольким миллионам¹ квадратных километров, что сопоставимо с общей площадью используемых ныне пахотных земель (около 13 млн. км²). К этому надо добавить еще и земли, которые потребуется отвести под различные промышленные предприятия, изготавливающие материалы для строительства и эксплуатации СТЭС, а также транспортные магистрали для перевозки этих материалов. При этом надо иметь в виду, что солнечная энергетика относится к материалоемким видам производства энергии [40]. Это видно из рис. 1.17 и табл. 1.9, где приведены

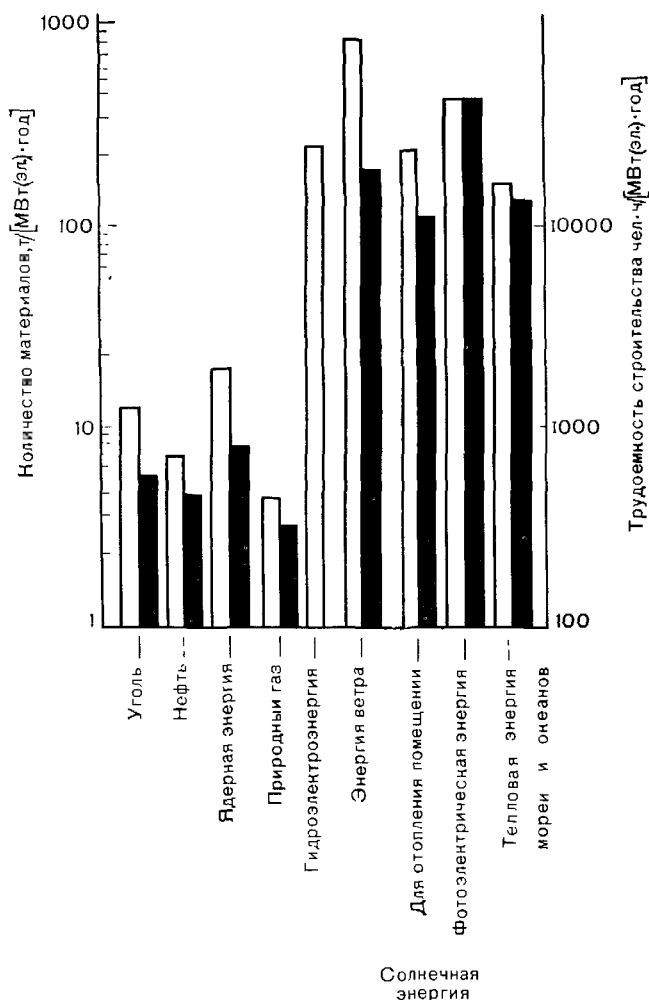


Рис. 1.17. Количества материалов (□) и человеко-часов (■), которые требуются на выработку 1 МВт (эл) год с помощью разных источников энергии [40]

оценки годового расхода материалов в топливном цикле солнечной энергетики в зависимости от ее мощности.

Поскольку общественная стоимость земли постоянно возрастает, а в некоторых регионах ощущается земельный дефицит, можно утвер-

Таблица 1.9 Расход материалов в топливно-энергетическом цикле при условии, что топливно-энергетический баланс мира покрывается только за счет солнечной энергетики

Фаза развития энергетики	Год	Ежегодная энерго- потребность, ГВт (эл.) · год*	Ежегодный расход мате- риалов, млрд т**
Ближняя (до 2000 г.)	2000	10 238/10 936	2,0/2,2
Средняя (2000—2100 гг.)	2020	20 352/24 190	4,1/4,8
Отдаленная (после 2100 г.)	2100	48 903/98 056	9,8/19,6

* Прогноз в соответствии с гипотетической моделью (см табл 1.5) При этом принято, что 1 ГВт (тепл.) год соответствует 0.4 ГВт (эл.) · год Значения записанные через косую, соответствуют уровню стабилизации энергопотребности 10 и 20 кВт (тепл.) год/чел

** В соответствии с рис 1.17 принято, что расход материалов на производство 1 ГВт (эл.) год энергии составляет $2 \cdot 10^5$ т

ждать, что проблема использования земли препятствует развитию солнечной энергетики в качестве крупномасштабного источника энергии мощностью несколько Q в год.

Некоторые специалисты утверждают, что проблема земельных ресурсов для солнечной энергетики может быть решена, если отвести под СТЭС огромные зоны пустынь или разместить их в космическом пространстве. Ошибочность этого утверждения заключается в том, что во внимание принимается только конечная стадия энергетического цикла и игнорируются все предшествующие — добыча сырья, его обогащение, получение материалов, изготовление коллекторов и другой аппаратуры, необходимой для солнечной энергетики Рудники и промышленные предприятия, соответствующие этим стадиям, должны находиться в традиционных горнодобывающих и промышленных районах. Эти предприятия из-за большой материалоемкости солнечной энергетики требуют, как уже указывалось, отчуждения значительных земельных площадей.

К сказанному необходимо добавить, что использование солнечной энергии сопряжено с большими затратами времени и людских ресурсов, необходимых для строительства СТЭС и других предприятий этого топливного цикла (рис 1.17). Например, для производства 1 МВт (эл.) · год эти затраты в солнечной энергетике по современным представлениям составят около 10 000—40 000 чел·ч, а в традиционной энергетике на органическом топливе — 200—500 чел·ч.

Широко бытующее утверждение об экологической «чистоте» солнечной энергетики справедливо лишь, если иметь в виду только конечную стадию — энергопроизводящую станцию. Весь же солнечный энергетический комплекс, включающий добычу сырья, его последующее обогащение и изготовление конструкционных материалов, передачу энергии на Землю, если станция расположена в Космосе, требует еще тщательного рассмотрения с экологической точки зрения.

Естественно, все приведенные рассуждения не исключают чрезвычайно важных региональных возможностей использования солнечной энергии. Очень внимательного отношения требуют также исследования биохимических схем преобразования солнечной энергии. Большой объем работ выполнен по применению солнечной энергии для отопления и охлаждения зданий. В этом случае нет необходимости в дорогостоящих гелиостатах, предназначенных для концентрации солнечной энергии. Работа таких энергоустановок основана на непосредственном поглощении солнечной энергии теплоносителем, циркулирующим по системам коллектора. В простейшем случае коллектор представляет систему труб, созданную из материалов, хорошо поглощающих солнечное излучение. В таких солнечных энергоустановках температура теплоносителя невелика и не превышает 70°C , но этого вполне достаточно для отопления и горячего водоснабжения школ, фабрик, больниц, жилых домов, для бытовых нужд и т. п. Широкое применение солнечной энергии для таких целей не требует решения фундаментальных технических и экономических проблем. В настоящее время уже имеются определенные достижения в этой области. В Туркменской и Узбекской ССР сооружены солнечные установки для опреснения минерализованных грунтовых вод для водоснабжения пастбищ. В Туркмении сооружен экспериментальный трехэтажный дом с солнечным кондиционером. Экспериментальный дом с системой отопления построен в Узбекской ССР. Разрабатываются проекты солнечных сушильных установок, теплиц, холодильников и т. п. В СССР использование солнечной энергии для целей теплоснабжения и горячего водоснабжения представляется целесообразным в Средней Азии, Казахстане, Закавказье, Северном Кавказе, Крыму, Молдавии, Южной Украине и Нижнем Поволжье, где проживает более 100 млн. чел. Благодаря системам солнечного отопления можно в перспективе обеспечить экономию до 30—50% топлива, расходуемого на теплоснабжение в южных районах СССР. В более северных районах возможна экономия 15—30% топлива.

Большой объем работ по применению солнечной энергии для отопления и охлаждения зданий выполнен в США, ФРГ, Японии, Австралии и ряде других стран.

Широкое использование таких низкотемпературных солнечных энергоустановок будет способствовать существенной экономии топлива. Но низкотемпературные солнечные энергоустановки едва ли удастся освоить до 2000 г. настолько, чтобы их вклад в экономию энергии в мировом масштабе был существен, хотя в отдельных регионах он может быть значительным. По-видимому, это положение изменится в начале XXI в. На этой фазе низкотемпературные солнечные энергоустановки смогут служить дополнительным источником энергии, что даст возможность осуществить более плавный и безболезненный переход к отдаленной фазе развития энергетики.

Кроме непосредственного использования солнечной энергии для выработки электроэнергии и тепла для обогрева помещений большое

внимание привлекает проблема практического использования солнечной энергии, аккумулированной в атмосфере Земли (энергия ветра) и водах Мирового океана (энергия морских волн, перепад температуры между поверхностными и глубинными слоями).

По оценкам потенциальная энергия ветрового ресурса для всего мира составляет $1,56 Q$ в год [34]. Однако во многих районах Земли из-за небольших скоростей ветра и непостоянного характера его действия (скорости и направления) можно использовать лишь небольшую часть общей ветровой энергии. Технический потенциал этой энергии для мира в целом составляет $0,04 Q$ [14]. Строительство ветроэнергетических установок усложняется необходимостью изготовления лопастей ветродвигателя больших размеров (из-за малой плотности воздуха) и сооружения высоких башен, на которых монтируются ветровые колеса. Так, согласно проекту ветроэнергетической установки мощностью 2—3 МВт, разработанному в ФРГ [42], диаметр ее ветрового колеса будет составлять 100 м. По отмеченным причинам ветроэнергетика не играет заметной роли в современном топливно-энергетическом балансе.

Если говорить о потенциальных возможностях ветроэнергетики в СССР, то надо отметить, что в нашей стране имеются территории, где можно строить ветровые установки мощностью до 2,5 МВт в расчете на 1 км². Общая площадь этой территории составляет 1,6 млн. км², ее ветровой энергоресурс равен $0,05 Q$ в год [43].

Из краткого изложения проблемы использования энергии ветра можно сделать следующий вывод. Ветер, как и всякий другой энергоноситель, может и должен быть использован всюду, где это технически возможно и экономически оправдано. К сожалению, возможная роль ветроэнергетики в топливно-энергетическом балансе не выходит за пределы добавочного вспомогательного энергоресурса местного значения.

Огромным по объему и площади коллектором солнечной энергии является океан, в котором в результате этого возникает значительный вертикальный градиент температуры. Средняя разность температуры между поверхностным и глубинными слоями — около 25°С, но она колеблется в зависимости от конкретного места и глубины. Расчеты показывают, что если в областях океана, расположенных между 20° с. ш. и 20° ю. ш., снизить температуру водной поверхности на 1°С, то при этом можно получить энергию, равную приблизительно $2 Q$ [44].

Чтобы создать двигатель, способный работать при перепаде температуры воды 25°С, необходимо использовать промежуточное рабочее тело в виде низкокипящей жидкости. В настоящее время разрабатывается несколько проектов термогидроэлектростанций (ТГЭС), основанных на этом принципе. В ТГЭС предполагается теплую воду с поверхности океана прокачивать через теплообменник, в котором рабочая жидкость, например аммиак, испаряется при постоянном давлении. Пары аммиака направляются на турбину, а затем в конденсатор,

охлаждаемый холодной водой, подаваемой из глубин океана. Сжиженный аммиак снова поступает в испаритель.

Хотя принципиальная схема ТГЭС проста, однако ее осуществление требует решения сложных технических проблем. Прежде всего такие электростанции нуждаются в весьма больших по размеру теплообменниках, чтобы компенсировать малую разность температуры между испарителем и конденсатором. Другая техническая сложность программы создания ТГЭС заключается в разработке системы откачки океанской воды с глубин порядка 500 м производительностью 1,4 тыс. м³/с для станции мощностью 250 МВт [45]. Соответственно строительство источников энергии, основанных на использовании тепла морей и океанов, требует огромного расхода материалов, привлечения больших людских ресурсов и значительных затрат времени. В результате на единицу вырабатываемой энергии приходится в десятки раз большие затраты, чем, например, в традиционной энергетике на органическом топливе (см. рис. 1.17).

Помимо отмеченного необходимо выяснить экологические последствия отвода больших количеств тепла из океана. Общий тепловой баланс океана предполагает наличие равновесия между поглощением солнечной энергии и потерей тепла за счет испарения. В то же время прямым следствием деятельности ТГЭС будет понижение температуры верхних слоев океана и соответственно уменьшение испарения с поверхности океана, понижение температуры атмосферы тропиков. Известно, что обстановка в океане, особенно в тропических морях, оказывает значительное влияние на климат, причем в глобальном масштабе. Следовательно, общая мощность энергетики, использующей тепло морей и океанов, должна определяться из условия минимального нарушения теплового баланса на поверхности океанов. Это условие, по-видимому, в значительной степени ограничит возможную мощность этого вида энергетики, и по расчетам она не превысит 0,03Q/год.

В настоящее время проблема преобразования тепла морей и океанов в электрическую находится на стадии проектных разработок. Возможно, первые промышленные ТГЭС небольшой мощности до 10 МВт (эл.) будут созданы уже в конце 80-х годов. Однако даже в случае успешного решения всех технических трудностей этот вид энергетики не сможет сыграть существенной роли в обеспечении человечества электроэнергией. Учитывая географическое положение и климатические условия СССР, можно предположить, что в нашей стране энергия тепла морей и океанов не сможет найти широкого применения для удовлетворения национальных энергопотребностей.

Солнечная энергия, тепло воды морей и океанов, гидроэнергетика, ветроэнергетика — эти возобновляемые источники энергии прямо или косвенно обусловлены деятельностью Солнца. Один вид возобновляемой энергии имеет земное происхождение — это тепло недр Земли (геотермальная энергия). Кондуктивный энергоперенос глубинного тепла из-под корковых геосфер, а также процессы радиоактивного

распада, происходящие в самой земной коре, создают тепловое поле, интенсивность которого уменьшается по мере увеличения расстояния от центра Земли до ее поверхности. Это поле проявляется на поверхности Земли в виде тепловых потоков различной интенсивности. Например, интенсивность тепловых сбросов действующих вулканов на площади в несколько квадратных километров может достигать очень высокого уровня — до 10^4 — 10^5 Вт/м². Однако в среднем для всей поверхности интенсивность собственного излучения Земли соответствует всего лишь 0,05 Вт/м² (0,8 Q/год). Это практически в 3000 раз меньше интенсивности потока солнечной энергии, достигающей поверхности Земли. На современном уровне развития науки и техники нет возможности использовать эту форму геотермальной энергии, характеризующейся высокой степенью рассеяния в земной коре, для крупномасштабного энергоснабжения.

В настоящее время экономически и технически оправдана разработка лишь отдельных естественных источников геотермальной энергии с использованием энергии термальных вод*. В верхней пятикилометровой толще земной суши содержится 85 млн. км³ воды. Ее тепловая энергия оценивается в 16 Q [46], а потенциальная тепловая мощность — 1 Q/год [14]. Низкопотенциальные термальные воды могут быть использованы для горячего водоснабжения, обогрева теплиц, парников, открытого грунта, ферм, для первичной обработки шерсти, средне- и высокопотенциальные — для отопления, вентиляции, горячего водоснабжения, а также для выработки электроэнергии с применением вторичного низкокипящего теплоносителя.

Оценки ресурсов глубинных термальных вод, пригодных для теплоэнергетического использования, выполнены в СССР, США, Италии и ряде других стран. Например, в результате проведенных исследований в нашей стране составлена карта термальных вод, определены их запасы [47]. Учтено общее количество выявленных термальных вод, находящихся в порых и трещинах водоносных горизонтов, имеющих температуру 40—200° С, минерализацию до 3,5 г/л и глубину залегания до 3,5 км от поверхности Земли (табл. 1.10). Из представленных данных следует, что даже при 100%-ном использовании этих запасов геотермальная энергетика смогла бы покрыть только 2% фактического потребления энергии в нашей стране. К этому следует добавить, что в пределах СССР термальные воды распределены весьма неравномерно: почти 72% их запасов сосредоточено в районах Сибири и Дальнего Востока и только 15% — в европейской части СССР (на Кавказе, в Предкавказье и Крыму).

Единственная страна, где глубинное тепло Земли широко используется для отопления и горячего водоснабжения, — Исландия. Здесь

* В соответствии с принятой в геотермальной энергетике терминологией подземные природные воды с температурой выше 37° С называют термальными. По температуре их делят на три группы: низко- (37—70° С), средне- (70—100° С) и высокопотенциальные (более 100° С).

Таблица 1.10. Прогнозные запасы и распространение термальных вод на территории СССР [47]

Район	Энергетическая мощность месторождений термальных вод	
	$10^{-4} Q/\text{год}$	%
Западная Сибирь	5,4	54,5
Восточная Сибирь и Дальний Восток	1,7	17,2
Европейская часть СССР	1,5	15,1
Средняя Азия	0,7	7,1
Казахстан	0,6	6,1
Всего по районам	9,9	100

практически во всех домах имеются системы геотермального отопления, а во многих городах термальной водой отапливают торговые и производственные помещения. Это объясняется уникальными возможностями, связанными с благоприятной геолого-гидрогеологической обстановкой для развития геотермальной энергетики, — наличием в Исландии мощных и залегающих на небольших глубинах водоносных горизонтов, большими градиентами теплового поля недр Земли, обеспечивающими нужную температуру термальных вод, малой агрессивностью вод к металлу и, наконец, близостью геотермальных месторождений к энергопотребителям.

Кроме Исландии геотермальную энергетику развивают СССР, США, Италия, Новая Зеландия, Япония, Мексика. Как и в Исландии, во всех этих странах геотермальная энергия используется главным образом для коммунально-бытовых целей, но в отличие от Исландии она представляет лишь дополнительный источник энергии местного значения. Так, в СССР термальные воды применяют для горячего водоснабжения домов в Махачкале, Омске, Кизляре, Черкасске, Тбилиси, Тобольске и ряде других городов. Их используют теплично-парниковые комбинаты в Дагестане, Грузии, Казахстане, Западной Сибири, Магаданской области, на Камчатке. В 1967 г. была введена и успешно эксплуатируется первая в нашей стране Паужетская ГеоТЭС (геотермальная тепловая электростанция) близ Петропавловска-на-Камчатке. На этой ГеоТЭС установлены две турбины номинальной мощностью по 2,5 МВт.

Небольшие ГеоТЭС действуют в США, Италии, Мексике, Японии. Общая установленная мощность ГеоТЭС в мире в 1977 г. составила всего лишь 1,325 ГВт (эл.) и ожидается, что к 1985 г. она не превысит 12 ГВт (эл.). Опыт эксплуатации ГеоТЭС показывает, что они имеют низкую термодинамическую эффективность из-за невысокой начальной температуры цикла, что приводит к увеличению удельных капи-

Таблица 1.11. Мировые энергетические ресурсы возобновляемых источников

Источник энергии	Технический потенциал, Q/год
Гидроэнергия	0,065
Энергия морских приливов и отливов	0,014—0,001
Энергия ветра	0,04
Энергия морских волн	0,03 на 35 000 км
Тепловая энергия океана (предполагается, что используется вертикальный градиент температуры области океана между 20° с. ш. и 20° ю. ш. при снижении температуры водной поверхности в этой области на 1 °С)	0,03—2
Геотермальная энергия (принимается во внимание только районы вулканической деятельности)	0,06

тавовложений в такие установки. Следует особо отметить, что утверждение об экологической чистоте геотермальной энергетики, которое часто используется даже в научной литературе, ошибочно. Геотермальная активность в большей или меньшей степени всегда сопровождается загрязнением атмосферы парами ртути, сероводорода, аммиака, двуокиси и окиси углерода, метана и представляет опасность для человека, животных, растений. Рассеивание этих газов в атмосфере либо их поглощение поверхностными водами зависят от конкретных условий, но обязательно должны учитываться при эксплуатации естественных геотермальных источников.

энергии [14, 25, 34, 43]

Уровень технической готовности

Проблемы

Технически освоена. Используется 13% экономического потенциала

Построены первые промышленные электростанции. Их установленная мощность в мире 240 МВт

Технически освоена, установленная мощность незначительна

На стадии проектных разработок. Испытание первых энергоустановок мощностью несколько мегаватт планируется на конец 80-х годов

На стадии проектирования опытно-промышленных установок. Первые промышленные энергетические станции мощностью до 10 МВт(эл.) предполагается создать к концу 80-х годов

Развивается лишь в районах современного вулканизма. Мощность ГеоТЭС на 1977 г. составляла 1,35 ГВт. К 1985 г. она достигнет 12 ГВт(эл.)

Неблагоприятные экологические последствия, отчуждение большого количества земель под водохранилища, воздействие на гидросферу («цветение» воды и т. д.)

Не решена проблема аккумуляции энергии, связанная с сугочной и внутримесячной неравномерностями приливов и отливов, т. е. с переменной мощностью ПЭС

Необходимость строительства высоких башен, большие размеры лопастей ветродвигателей, переменная мощность и связанная с ней проблема аккумуляции энергии

?

Неизученные экологические последствия, связанные с возможными климатическими изменениями в глобальном масштабе из-за отвода больших количеств тепла из океана. Не решена проблема доставки энергии потребителю

Неблагоприятные экологические последствия: загрязнение атмосферы парами ртути, сероводорода, аммиака, двуокиси и окиси углерода и другими вредными веществами в высоких концентрациях; сброс в окружающую среду большого количества солевых растворов, приводящих к эрозии почв; изменение ландшафта из-за бурения скважин, прокладки трубопроводов. Небольшая оптимальная мощность ГеоТЭС (не превышает 110 МВт)

Таким образом, неравномерное распределение геотермальных вод, низкий потенциал этого источника энергии и отрицательные экологические последствия позволяют использовать геотермальную энергетику только в качестве дополнительного источника энергии местного значения.

Итоги рассмотрения потенциальных возможностей возобновляемых источников энергии (табл. 1.11 и 1.12, рис. 1.18) позволяют ответить на вопрос: можно ли с помощью возобновляющихся источников ликвидировать намечающийся дефицит в энергии для покрытия топливно-энергетического баланса? Напомним, что к 2020 г.

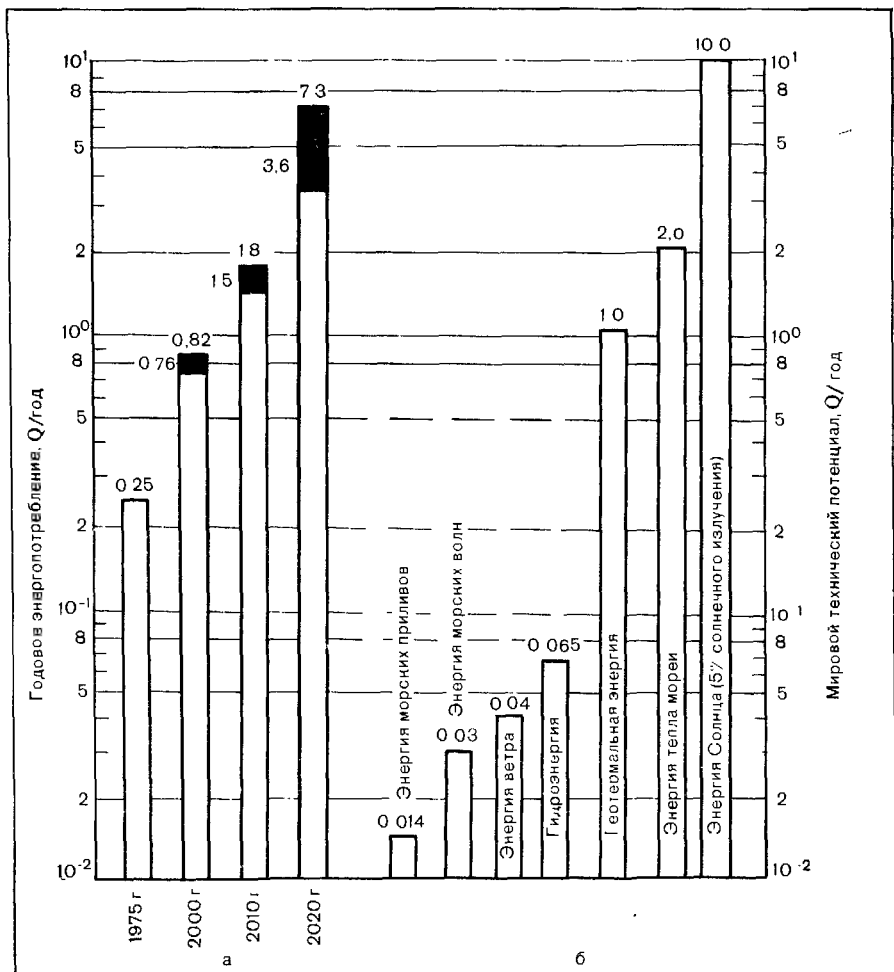


Рис. 1.18. Прогноз ежегодного энергопотребления в мире (а) и мировой технической потенциал возобновляемых источников энергии (б)

□ — стабилизация удельного энергопотребления на уровне $10 \text{ кВт(тепл.) год/чел.}$, ■ — на уровне $20 \text{ кВт(тепл.) год/чел.}$

приблизительно 50% мировых энергопотребностей предполагается удовлетворить за счет энергетики на органическом топливе, главным образом за счет угля. Проведенные исследования однако показывают, что возобновляемые источники энергии не позволят решить задачу покрытия оставшейся доли топливно-энергетического баланса. Ресурсы таких источников, как гидроэнергетика, энергия ветра, морских волн и приливов и отливов, недостаточны. Сол-

Таблица 1.12. Энергетический потенциал возобновляемых источников энергии в СССР

Источник энергии	Технический потенциал, $Q/\text{год}$	Экономический потенциал, $Q/\text{год}$
Гидроэнергия	0,007	0,004
Геотермальная энергия (предполагается, что используются месторождения термальных вод, имеющих температуру 40—200 °С, минерализацию до 3,5 г/л и глубину залегания до 3,5 км)	0,001	—
Солнечная энергия	100	0,0006
Энергия морских приливов и отливов	0,004—0,0003	—

нечная энергетика и энергетика геотермальная с теоретически неограниченными ресурсами характеризуются чрезвычайно низкой интенсивностью поступающей энергии. Кроме того, использование геотермальной и особенно солнечной энергии на базе современной технологии потребует значительных экономических затрат, а для разработки новой экономной технологии понадобится много времени.

1.6. Ядерная энергетика и ее ресурсы

Существуют две принципиальные возможности получения ядерной энергии: в реакциях деления и в реакциях синтеза. Контролируемая и самоуправляющаяся цепная ядерная реакция деления тяжелых ядер под действием нейтронов лежит в основе работы ядерного реактора. Эффективно делятся (т. е. способны к цепной ядерной реакции) тяжелые нуклиды ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu и ряд нуклидов других трансурановых элементов. В природе из этих нуклидов существует практически только ^{235}U (0,7% природного урана). Другой изотоп природного урана ^{238}U , составляющий основную его часть (более 99,3%), не способен к цепной ядерной реакции.

В настоящее время ядерная энергетика развивается главным образом на базе энергетических реакторов на тепловых нейтронах (см. гл. 2) с ^{235}U в качестве топлива. Для того чтобы вовлечь в ядерный топливный цикл остальные тяжелые нуклиды (^{233}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu), необходимы энергетические реакторы другого типа. Это реакторы-размножители (см. § 2.2), эксплуатация которых только начинается. В этих реакторах при поглощении нейтронов ядрами ^{238}U (или ^{232}Th) образуется в значительных количествах делящийся изотоп ^{239}Pu (или ^{233}U).

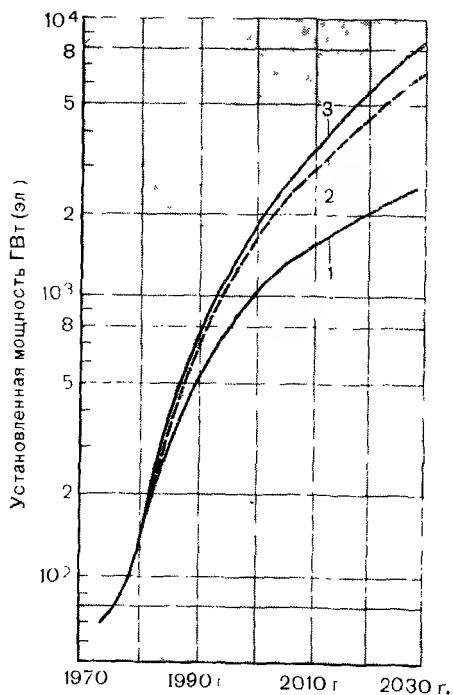


Рис. 1.19. Прогнозируемые значения установленной мощности АЭС мира:

1 — минимальный прогноз; 2 — прогноз МИРЭК X [9]; 3 — максимальный прогноз

Другая возможность получения ядерной энергии — реализация реакции слияния легких ядер, называемой реакцией термоядерного синтеза. В настоящее время наиболее близка к практическому осуществлению реакция синтеза ядер дейтерия D с ядрами трития T. Более отдаленной перспективой представляется синтез ядер дейтерия или других легких ядер.

Современная ядерная энергетика развивается только на базе АЭС с реакторами, в которых осуществляется цепная реакция деления ядер урана. На рис. 1.19 представлен прогноз роста мощности таких АЭС (см. табл. 1.1 и [48—50]).

Характерная особенность урана — его довольно большая распространенность. По данным геологических исследований среднее содержание урана в литосфере (земной коре) составляет около 1 г на 1 т почвы, т. е. $\sim 1 \cdot 10^{-4}\%$ ее массы [51]. Следовательно, только в континентальной части земной коры на глубине до 500 м содержится приблизительно 200 млрд. т урана. Однако для современной ядерной энергетики, использующей реакторы на тепловых нейтронах, экономически эффективны для извлечения месторождения с содержанием урана не менее 0,1%. Таким образом, в настоящее время к извлекаемым ресурсам урана относятся только уран из месторождений, в руде которых его концентрация в 1000 раз больше средней концентрации в литосфере. Стоимость добычи урана в таких месторождениях составляет 80 долл. за 1 кг металлического урана (U) (66 долл. за 1 кг $U_3O_8^*$) [52].

Наиболее полная систематизированная оценка мировых ресурсов урана, подготовленная МАГАТЭ совместно с Агентством по ядерной энергии в рамках ОЭСР** в 1977 г. [53], приведена в табл. 1.13. К «до-

* Обычно природный уран представляет собой окись закись урана U_3O_8 . 1 т U_3O_8 содержит 0,848 т U (металлического).

** ОЭСР — Организация экономического сотрудничества и развития, в которую входят страны Западной Европы, США, Канада, Япония, Австралия и Новая Зеландия.

Таблица 1.13. Достаточно подтвержденные и расчетные дополнительные мировые* ресурсы и запасы** урана

Ресурс (или запас) урана	Достаточно подтвержденные стоимостью		Расчетные дополнительные стоимостью	
	менее 80 долл/кг U (менее 66 $\frac{\text{долл}}{\text{кг U}_3\text{O}_8}$)	от 80 до 130 долл/кг U (от 66 до 110 $\frac{\text{долл}}{\text{кг U}_3\text{O}_8}$)	менее 60 долл/кг U (менее 60 $\frac{\text{долл}}{\text{кг U}_3\text{O}_8}$)	от 80 до 130 долл/кг U (от 66 до 110 $\frac{\text{долл}}{\text{кг U}_3\text{O}_8}$)
Ресурсы урана, 10^4 т металлургического урана	185	74	148	97
Запасы урана:				
в пересчете на ^{235}U , 10^4 т	2,775	1,110	2,220	1,455
в энергетических единицах, Q	2,16	0,86	1,73	1,13

* Здесь под мировыми понимаются ресурсы всех стран мира, за исключением СССР, других стран — членов СЭВ и КНР.

** К категории запасов отнесена доля ресурсов природного урана (1,5%), которая может быть использована в реакторах на тепловых нейтронах для производства энергии. При вычислении энергетического эквивалента этих запасов учитывалось, что энергосодержание $1 \text{ т } ^{235}\text{U}$ составляет $7,8 \cdot 10^6 \text{ К}$ ($19,6 \cdot 10^{12} \text{ ккал}$).

статочно подтвержденным» ресурсам отнесены детально разведанные и опробованные ресурсы урана в конкретных месторождениях, количественно установленные геологической разведкой и выявленные горными выработками. Эти ресурсы могут быть извлечены при затратах на добычу в диапазоне цен, указанных в таблице. Под ресурсами, отнесенными к категории расчетных дополнительных, подразумевают только те, открытие которых ожидается в сравнительно хорошо изученных районах с известными месторождениями. Отметим, что урановые ресурсы по стоимости от 80 до 130 долл/кг U хотя и могут быть извлечены с помощью современной технологии, но их использование в реакторах на тепловых нейтронах является экономически оправданным лишь в известных локальных условиях. Ресурсы, отнесенные к этой категории, находятся в месторождениях, в руде которых содержание урана (U_3O_8) составляет менее 0,1%, а в среднем равно 0,06—0,07% [52].

В современных ядерных энергетических реакторах на тепловых нейтронах в качестве топлива используется природный уран ($\sim 99,3\% ^{238}\text{U} + 0,7\% ^{235}\text{U}$) или уран с повышенным (до 2—4%) содержанием ^{235}U (обогащенный уран). Оценим долю природного урана, который может быть использован в реакторах на тепловых нейтронах для производства энергии.

Во-первых, на эти цели расходуется ^{235}U . При этом необходимо учесть, что из 0,7% ^{235}U , содержащегося в природном уране, полезно используется только 0,5%. Оставшаяся же часть ^{235}U (0,2%) представ-

ляет собой неизвлекаемый остаток, который временно (до тех пор, пока не начнется эксплуатация реакторов-размножителей) идет в отвалы.

Во-вторых, в рассматриваемых реакторах ядро ^{238}U при захвате нейтрона может претерпеть цепочку ядерных превращений, которая приведет к образованию ^{239}Pu . Этот искусственно полученный изотоп плутония, так же как и ^{235}U , легко делится и может участвовать в цепной ядерной реакции. В процессе работы реактора на тепловых нейтронах делится часть ядер накопившегося плутония, что увеличивает энерговыработку реактора и приводит к использованию до 1% ^{238}U на каждую тонну топлива, загруженного в реактор. Кроме того, под действием быстрых нейтронов происходит и непосредственное деление части ядер ^{238}U , однако при этом используется не более 0,1% ^{238}U . Таким образом, в реакторах на тепловых нейтронах «сжигается» не более 1,5% природного урана, т. е. они характеризуются крайне неэффективным его использованием*. С учетом этого фактора запасы урана по стоимости до 80 долл/кг U (т. е. обеспечивающие конкурентоспособность современных АЭС) составляют 2,2 Q, если ориентироваться на достаточно подтвержденные запасы, или 3,9 Q, если учесть расчетные дополнительные запасы (см. табл. 1.13). Если учесть уран стоимостью до 130 долл/кг U, то его запасы возрастут до 5,9 Q.

Из данных рис. 1.20 видно, что при планируемых темпах развития ядерной энергетики (рис. 1.19) достаточно подтвержденные запасы урана стоимостью до 80 долл/кг U будут исчерпаны уже к концу этого столетия, а суммарные достаточно подтвержденные и расчетные дополнительные — в первом десятилетии следующего столетия. Использование запасов урана стоимостью до 130 долл/кг U незначительно отодвигает сроки их исчерпания.

Однако действительные запасы урана выше указанных значений. Это объясняется тем, что запасы урана в недрах Земли недостаточно изучены, по крайней мере, в значительно меньшей степени, чем нефти, угля, природного газа. В большинстве стран необходимость поиска и разработки урановых месторождений стала очевидной лишь в последнее время.

Разведка новых месторождений того или иного вида полезных ископаемых в существенной мере обусловлена потребностями в нем. В этом отношении характерны данные по приросту ресурсов урана в США (рис. 1.21). Первый пик кривой приходится на период, связанный с развитием ядерного вооружения, второй — на период развернутого строительства АЭС с реакторами на тепловых нейтронах. Новое увеличение прироста ресурсов урана, наблюдаемое после 1973 г., обусловлено повышением экономической эффективности ядерной энергетики из-за резкого подорожания нефти на мировом рынке.

* В реальных условиях процент эффективного использования природного урана в реакторах на тепловых нейтронах меньше — от 0,5 до 1%.

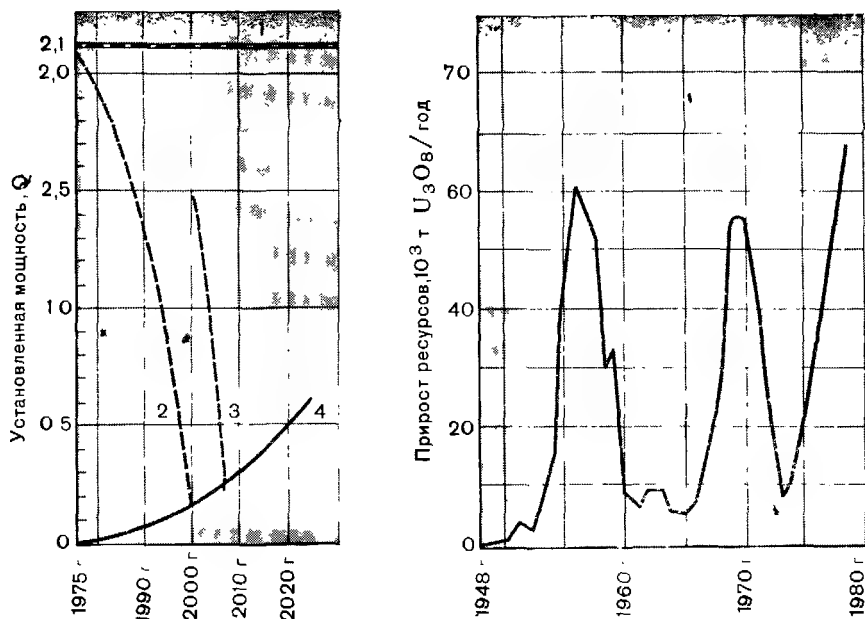


Рис. 1.20. Истощение мировых запасов урана при развитии ядерной энергетики на базе АЭС с реакторами на тепловых нейтронах:

1 — достаточно подтвержденные мировые запасы урана стоимостью 80 долл/кг U для реакторов на тепловых нейтронах, 2 — истощение достаточно подтвержденных запасов урана стоимостью менее 80 долл/кг, 3 — истощение достаточно подтвержденных запасов и расчетных дополнительных запасов урана стоимостью менее 80 долл/кг; 4 — ежегодные потребности в уране (предполагается, что установленная мощность АЭС в мире возрастает в соответствии с прогнозом, представленным на рис. 1.18)

Рис. 1.21. Темп открытия новых месторождений урана в США

Около 30% достаточно подтвержденных и почти 50% расчетных дополнительных мировых ресурсов стоимостью до 130 долл/кг U обнаружено в США. На основе изучения геологической структуры районов мира с известными урановыми ресурсами и природы образования урановых месторождений нельзя объяснить тот факт, что США, территория которых составляет лишь 6% территории всей суши Земли, имеют около 40% мировых разведанных ресурсов урана. Как было отмечено, характерная особенность урана — его довольно большая распространенность (в литосфере около $10^{-3}\%$). Практически все крупные страны мира должны обладать значительными запасами урана. Большая доля мировых ресурсов урана, находящихся на территории США, по-видимому, объясняется размерами и масштабами разведочных работ в этой стране.

Таблица 1.14. Ресурсы и запасы урана в США [53] и в мире (подсчет по модели)

Ресурсы (или запасы) урана	Достаточно подтвержденные стоимостью		Расчетные дополнительные стоимостью		Всего стоимостью менее 130 $\frac{\text{долл}}{\text{кг U}}$
	менее 80 $\frac{\text{долл}}{\text{кг U}}$	от 80 до 130 $\frac{\text{долл}}{\text{кг U}}$	менее 80 $\frac{\text{долл}}{\text{кг U}}$	от 80 до 130 $\frac{\text{долл}}{\text{кг U}}$	
Ресурсы в США, 10^6 т металлического урана	0,531	0,177	0,773	0,385	1,866
Ресурсы в мире (подсчет по модели), 10^6 т металлического урана	7,7	2,57	11,21	5,58	27,06
Запасы в мире (в пересчете на ^{235}U)*, Q:					
при использовании реакторов на тепловых нейтронах	9,0	3,0	13,1	6,5	31,6
при использовании реакторов-размножителей	270	90	393	947	

* Как и в табл. 1.12, к категории запасов отнесена та доля ресурсов урана, которая может быть использована для производства энергии. Для реакторов на тепловых нейтронах эта доля принята равной 1,5%, для реакторов-размножителей — 45%.

Урановые ресурсы можно оценить, используя гипотезу о том, что они пропорциональны площади территории крупных государств [54]. В табл. 1.14 представлены результаты таких оценок на основе данных об урановых ресурсах США [53] и сведений о площади поверхности суши без учета Антарктиды (приблизительно 14,5 территории США). Эти ресурсы назовем предполагаемыми урановыми ресурсами. Видно, что такие запасы по стоимости 80 долл/кг U для реакторов на тепловых нейтронах составляют около 20 Q, т. е. примерно равны разведанным запасам органического топлива. Следовательно, предельные возможности ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах — это покрытие дефицита органического топлива до 2000 г. и на несколько следующих десятилетий.

Таким образом, ядерная энергетика с реакторами на тепловых нейтронах не может обеспечить создание крупной мировой энергетики на длительный (в несколько столетий) период. Возможный выход из этого положения — строительство и эксплуатация АЭС с реакторами-размножителями, на которых эффективное использование природного урана может достигнуть 30—45% [54]. Кроме того, на АЭС с реакторами-размножителями при условии высоких коэффициентов воспроизводства и соответственно большой скорости наработки ^{239}Pu

стоимость электроэнергии практически не будет зависеть от стоимости урана, загруженного в реактор. Поэтому станет экономически целесообразным использование бедных руд, содержащих менее 0,1% урана и не имеющих сегодня практического значения, со стоимостью добычи, по крайней мере, в несколько раз большей 80 долл/кг U. Оценка разведанных ресурсов стоимостью до 130 долл/кг U приведена в табл. 1.13. Суммарно достаточно подтвержденные и расчетные дополнительные ресурсы составляют примерно 5 млн. т. При условии использования этих ресурсов в реакторах-размножителях запасы урана будут эквивалентны приблизительно 180 Q.

Оценим предполагаемые урановые ресурсы для реакторов-размножителей, используя гипотезу о том, что на больших территориях ресурсы урана пропорциональны площади этих территорий. Эта оценка показывает (см. табл. 1.14), что для ядерной энергетики с реакторами-размножителями предполагаемые запасы урановых ресурсов стоимостью менее 130 долл/кг U составляют около 900 Q. Предварительные оценки, выполненные в работах [55, 56], указывают, что запасы стоимостью до 300 долл/кг U (которая также обеспечивает необходимую рентабельность АЭС с реакторами-размножителями) оцениваются в 2500 Q.

Возможно, в перспективе окажется выгодным использовать уран, содержащийся в морской воде. Если извлекаемая его часть достигнет 20%, ресурсы такого урана составят около 10^9 т. При использовании в реакторах-размножителях запасы океанического урана будут эквивалентны $3,4 \cdot 10^4$ Q.

Не следует забывать и о запасах тория. При облучении нейтронами ^{232}Th превращается в ^{238}U , представляющий собой делящееся вещество. По имеющимся данным мировые ресурсы тория ниже, чем урана. Однако следует иметь в виду, что месторождения тория изучены гораздо хуже, чем урана.

В энергоресурсы ядерной энергетики кроме урана, как уже отмечалось, входят также запасы дейтерия и трития. В термоядерной реакции D — T условно лимитирующими факторами оказываются ресурсы не дейтерия, а лития, который в термоядерной энергетике играет ту же роль, что и ^{238}U или ^{232}Th в ядерной энергетике, основанной на реакторах-размножителях. Литий лимитирует развитие энергетики условно, потому что его ресурсов достаточно для обеспечения ее развития на многие столетия. Переход же к термоядерной энергетике на основе синтеза только ядер дейтерия открывает неограниченные возможности для производства энергии.

Итак, ядерная энергетика хорошо обеспечена ресурсами (табл. 1.15). Ее полномасштабное развитие может решить проблему покрытия мирового топливно-энергетического баланса в течение многих столетий без каких-либо ограничений. Однако при выборе энергетической стратегии необходимо учитывать помимо запасов энергоресурсов также экономичность способа производства энергии, его технические возможности и степень воздействия на окружающую среду и население.

Таблица 1.15 Мировые ресурсы ядерной энергетики

Реактор	Категория ресурсов	Ресурсы (в энергетическом эквиваленте), Q
На тепловых нейтронах	Предполагаемые запасы урана стоимостью менее 130 долл/кг U	30*
На быстрых нейтронах	Предполагаемые запасы урана стоимостью:	
	менее 130 долл/кг U	900*
	менее 300 долл/кг U	$2,5 \cdot 10^{13}$ **
	Запасы урана в океане	$3,4 \cdot 10^4$ *
	Ресурсы урана в земной коре на глубине до 500 м	$6,7 \cdot 10^6$ *
Термоядерный	Запасы лития стоимостью 60 долл/кг природного лития	$1,8 \cdot 10^{13}$ **
	Ресурсы лития в океане	$2,65 \cdot 10^{16}$ **
	Ресурсы дейтерия в океане	$3,8 \cdot 10^{18}$ **

* В соответствии с расчетами, выполненными авторами данной работы (см. табл. 1.14).

** В соответствии с данными работы [56].

ние. В этом плане перед ядерной энергетикой стоит множество еще не решенных проблем, но как показывает анализ, потенциально она обладает неоспоримыми преимуществами перед другими источниками энергии: она уже сейчас имеет преимущества перед энергетикой на органическом топливе и других источниках энергии [57], а по своим техническим возможностям может в той или иной форме удовлетворить все энергетические потребности.

Другое перспективное направление использования ядерной энергии — применение высокотемпературных газоохлаждаемых ядерных реакторов для производства высокотемпературного тепла (см. § 2.2). Во многих странах мира начаты работы по использованию такого тепла, например в металлургии — для получения железа прямым восстановлением из окислов, в химической промышленности — для производства аммиака, газификации угля и крекинга жидких углеводородов. Особенно важно исследовать возможности применения этого тепла для производства водорода, обладающего универсальными свойствами как тепло- и энергоноситель. Ресурсы его практически неограниченны. В энергетике водород мог бы полностью вытеснить природный газ. Он является удобным энергоносителем и идеальным топливом с экологической точки зрения. Наконец, водород может быть широко использован как автомобильное и авиационное топливо.

Ядерной энергетике, как и другим отраслям хозяйства, присущи потенциально опасные факторы загрязнения окружающей среды.

Однако с самого начала ее развития предприятия ядерной энергетики проектировались так, чтобы не допустить опасного выброса радионуклидов в окружающую среду и обеспечить радиационную безопасность персонала на этих предприятиях. По мере накопления информации об уровнях радиационного воздействия, об индивидуальных и коллективных дозах облучения персонала предприятий и населения вблизи ЯТЦ становилось все более очевидным, что биосфера надежно защищена от радиационного воздействия АЭС и предприятий ядерной энергетики. Из всех известных на сегодня способов производства энергии получение энергии на предприятиях ЯТЦ является минимально опасным для окружающей среды. Следует подчеркнуть, что этот вывод — результат многолетнего труда многочисленных коллективов ученых, конструкторов, инженеров, техников и других специалистов. Наконец, производство единицы энергии в ядерной энергетике требует значительно меньше трудовых и материальных затрат, чем в энергетике, основанной на возобновляемых источниках энергии.

Заклучение

Мировая энергопотребность в ближайшие десятилетия будет интенсивно расти, и ее нельзя будет обеспечить за счет какого-либо одного источника энергии. Поэтому необходимо развивать все источники энергии и эффективно использовать энергетические ресурсы. На ближней фазе развития энергетики (до 2000 г.) наиболее значимыми отраслями останутся угольная энергетика и ядерная энергетика с реакторами на тепловых нейтронах. Возобновляемые источники энергии едва ли удастся освоить в XX в. настолько, чтобы это повлияло на обеспечение энергией в мировом масштабе, хотя в отдельных регионах они могут играть немаловажную роль. Однако в XXI в. это положение изменится и эти новые источники найдут широкое практическое применение. В рамках программы развития ядерной энергетики намечено активизировать разработку реакторов на быстрых нейтронах и термо-ядерных реакторов, а также использование ядерной энергии не только в электроэнергетике, но и в других сферах (прежде всего для производства промышленного и бытового тепла).

Энергетическая стратегия, основанная на развитии всех источников энергии, позволит осуществить безболезненный и плавный переход в отдаленную фазу развития энергетики (после 2100 г.), при этом центральное место в выработке энергетической политики на отдаленную перспективу следует отвести ядерной энергетике. Солнечная энергия также должна занять определенное место в топливно-энергетическом балансе на отдаленной фазе развития энергетики. Однако только развитие ядерной энергетики позволит обеспечить человечество любым потребным количеством энергии и сохранить чистой биосферу.

Глава 2

Ядерный топливный цикл.

Виды воздействия предприятий цикла на биосферу

Введение

Атомная или тепловая станция — только часть топливно-энергетического комплекса, основное его предприятие, на котором получается конечный продукт энергопроизводства — тепло или электричество. В состав этого комплекса входят и другие предприятия, осуществляющие добычу топлива и его переработку, транспортировку топлива и отходов и т. п. Поэтому, изучая воздействие того или иного энергопроизводства на биосферу, следует рассматривать весь топливно-энергетический комплекс, а не только энергетические станции. Это в особенности необходимо, когда различные отрасли энергетики сравниваются по степени воздействия на окружающую среду.

Всю последовательность повторяющихся производственных процессов в топливно-энергетическом комплексе, начиная от добычи топлива, включая производство энергии и кончая удалением отходов, обычно называют *топливным циклом*. Между ядерным топливным циклом (ЯТЦ) и традиционным топливным циклом на органическом топливе существуют определенные сходство и различие. Как правило, оба цикла включают в себя такие стадии, как начальная (добыча, переработка и транспортирование топлива), основная (производство энергии в виде тепла или электричества на атомной или тепловой станции), заключительная (транспортирование и переработка топлива и отходов, удаление отходов).

Различия между этими топливными циклами в основном связаны со структурой и особенностями отдельных их стадий и с характеристиками потока топлива и отходов, обеспечивающего или сопровождающего работу соответствующих предприятий. В частности, ЯТЦ может включать в себя процессы, например переработку отработавшего топлива, возврат (рецикл) остаточного топлива на повторное использование, которых нет в энергетике на органическом топливе.

Структура ЯТЦ в целом, его отдельных стадий, а также расход ядерных материалов существенным образом зависят от типа ядерного реактора, вида ядерного топлива и ряда других факторов. Поэтому в этой главе вначале дается краткая характеристика топлива и ядерных реакторов, а затем описываются схемы действующих и перспективных топливных циклов.

2.1. Ядерное топливо

Источником энергии в ядерном реакторе служит цепная реакция деления тяжелых ядер под действием нейтронов. В каждом акте деления поглощается один нейтрон, а образуются, как правило, два осколка и

в среднем от двух до трех нейтронов. Полное энергосвыделение на один акт равно примерно 200 МэВ, из них около 5 МэВ приходится на вторичные нейтроны [1]. Такое энергосвыделение определяет огромную теплотворную способность ядерного топлива (в миллионы раз превышающую теплотворную способность химического топлива), а вторичные нейтроны поддерживают цепную реакцию.

Способностью делиться и участвовать в цепной реакции деления обладают ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu и некоторые другие нуклиды трансурановых элементов. Как отмечено выше, только ^{235}U встречается в природе, причем его содержание в природном уране невелико — всего 0,7%. Остальные 99,3% приходятся на изотоп $^{238}\text{U}^*$ [2]. Во взаимодействии нейтронов с ядрами ^{238}U реакция захвата нейтрона без деления превалирует над реакцией деления, поэтому в природном уране изотоп ^{238}U является в основном поглотителем нейтронов и препятствует протеканию цепной реакции деления на ядрах ^{235}U . Для ее осуществления необходимо либо обогатить природный уран, более чем на порядок увеличив содержание ^{235}U , либо обеспечить в зоне реакции процесс замедления нейтронов до тепловых скоростей, при которых сечение деления ^{235}U возрастает почти в 1000 раз по сравнению с сечением деления быстрыми нейтронами.

Первый способ применяется для осуществления цепной реакции деления в реакторе на быстрых нейтронах, второй — в реакторе на тепловых нейтронах, в активной зоне которого помещается тот или иной замедлитель нейтронов. Топливом или топливной загрузкой такого реактора служит природный уран, но чаще всего уран, обогащенный до 1,8—4,4% [3, 4].

Важной характеристикой реактора и соответствующего топливного цикла служит *удельная потребность в топливе*, как правило, на единицу производимой энергии 1 ГВт (эл.) · год. Исходным топливом для ядерного реактора служит природный уран (о возможных других видах топлива будет сказано ниже). Однако прежде чем использовать природный уран в реакторе, его подвергают переработке, соответствующей типу реактора. В большинстве случаев уран обогащают изотопом ^{235}U на заводе по разделению изотопов, а затем переводят в соответствующую физико-химическую форму на заводе по изготовлению топлива (для наиболее распространенных реакторов на тепловых нейтронах уран превращают в порошок UO_2 и затем спекают его в топливные таблетки).

В процессе обогащения образуются две фракции урана — отвалный, или обедненный ($\text{U}_{\text{обедн}}$), и обогащенный ($\text{U}_{\text{обог}}$) уран. Для ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах первая фракция является отходами производства, а вторая используется для изготовления топлива. Удельная потребность в обогащенном уране $P_{\text{U}_{\text{обог}}}$ определяется типом реактора, а потребность в соответствующем количестве природного урана $P_{\text{U}_{\text{пр}}}$ можно получить из уравнения баланса,

* Содержание другого природного изотопа ^{234}U ничтожно мало ($\sim 0,006\%$).

описывающего процесс разделения изотопов. Это уравнение приводит к соотношению

$$P_{\text{Упр}} = P_{\text{Уобог}} (C_1 - C_2) / (C_0 - C_2), \quad (2.1)$$

где C_0 , C_1 , C_2 — соответственно содержание ^{235}U в природном, обогащенном и обедненном уране, %. При заданных $P_{\text{Уобог}}$ и C_1 (вторая величина также определяется типом реактора) значение $P_{\text{Упр}}$ зависит только от C_2 . Чем меньше C_2 , тем меньше $P_{\text{Упр}}$, однако при этом возрастает стоимость разделительных работ. В этой главе при расчете удельной потребности энергетических реакторов на тепловых нейтронах в природном уране используются приведенное выше соотношение и значение $C_2 = 0,3\%$ [5].

Исключительно важная особенность работы ядерного реактора заключается в образовании (воспроизводстве) искусственных делящихся нуклидов: при захвате нейтронов ^{238}U образуется ^{239}Pu , а если в реактор помещен природный ^{232}Th , то при захвате им нейтронов образуется ^{233}U . Благодаря этому существует принципиальная возможность наряду с выработкой энергии конвертировать в реакторе неделящиеся нуклиды ^{238}U или ^{232}Th (природный торий практически на 100% состоит из этого изотопа) в ядерное топливо. Этот процесс принято характеризовать величиной КВ — коэффициентом воспроизводства, равным отношению количества накопленных нуклидов к количеству исходных выгоревших делящихся нуклидов.

В определенных условиях в ядерном реакторе может осуществляться расширенное воспроизводство делящихся нуклидов ^{239}Pu или ^{233}U , при котором ядерного топлива образуется больше, чем «сгорает» в реакторе.

Среднее число η вторичных нейтронов, испускаемых при делении, для ^{233}U больше, чем для ^{235}U , при всех значимых в реакторе энергиях нейтронов, а при энергиях ниже 40 кэВ значение η для ^{233}U больше, чем для ^{235}U и ^{239}Pu . Благодаря этому свойству присутствие ^{233}U в топливе в ряде случаев повышает конверсионные свойства реактора, в результате чего компенсируется главный недостаток природного тория — отсутствие в нем делящегося изотопа и становится выгодным применение этого элемента как конвертируемого топлива в различных реакторах [6].

Производство искусственных делящихся нуклидов и их использование в качестве ядерного топлива позволяют создавать и другие топливные загрузки реактора — плутоний с природным или обедненным ураном, плутоний с торием, ^{233}U с торием и др. Это в значительной степени определяет разнообразие типов реакторов и соответственно топливных циклов ядерной энергетики.

2.2. Типы ядерных энергетических способов

В соответствии с двумя способами осуществления цепной реакции деления все реакторы подразделяются на две широкие катего

рии — реакторы на тепловых нейтронах и реакторы на быстрых нейтронах (быстрые реакторы).

Основная часть любого ядерного реактора — активная зона, образуемая загруженным ядерным топливом в виде тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов). В ней протекает цепная реакция деления. Тепло, выделяющееся в ТВЭЛх, отводится теплоносителем, непрерывно циркулирующим через активную зону.

Важная часть реактора — система управления и защиты реактора (СУЗ), с помощью которой осуществляются управление работой реактора, включая его запуск и выключение (в том числе и аварийное), и регулирование мощности на различных стадиях его работы. К СУЗ относятся также специальные стержни, которые содержат вещества, сильно поглощающие нейтроны (бор, кадмий и др.). Ввод этих стержней в каналы СУЗ активной зоны приводит к прекращению цепной реакции деления, а запуск реакции и управление ее интенсивностью осуществляют частичным или полным выводом стержней СУЗ.

Особенность реактора на тепловых нейтронах — наличие замедлителя в активной зоне. Им могут быть специальные вещества, помещаемые в активной зоне, или сам теплоноситель. Замедлитель должен обладать достаточно малой атомной массой (чтобы при столкновении нейтронов с ядрами замедлителя происходила эффективная передача энергии), малым коэффициентом поглощения нейтронов и слабой активационной способностью. Наиболее широкое применение в качестве замедлителя нашли обычная вода, тяжелая вода и графит.

Особенность энергетического реактора на быстрых нейтронах — наличие зоны воспроизводства топлива (бланкета), заполняемой конвертируемым тяжелым элементом (природным или обедненным ураном, торием), которая, как правило, окружает активную зону и поглощает выходящие из нее нейтроны. Значительное воспроизводство происходит и в активной зоне, где также находится часть конвертируемого вещества.

Другие составные элементы ядерных реакторов и их особенности описаны ниже при рассмотрении конкретных энергетических ядерных реакторов.

Серийные реакторы. В СССР и других странах мира промышленностью освоены в основном энергетические реакторы на тепловых нейтронах со слабообогатенным или природным ураном в качестве топлива. Развитие отечественного энергетического реакторостроения шло по пути конструирования, строительства и совершенствования двух типов реакторов на тепловых нейтронах [3, 7—9] — водо-водяного энергетического реактора (ВВЭР), в котором вода является одновременно и замедлителем, и теплоносителем, и канального энергетического реактора с графитовым замедлителем и водой в качестве теплоносителя. Такой реактор большой мощности получил название РБМК (реактор большой мощности кипящий).

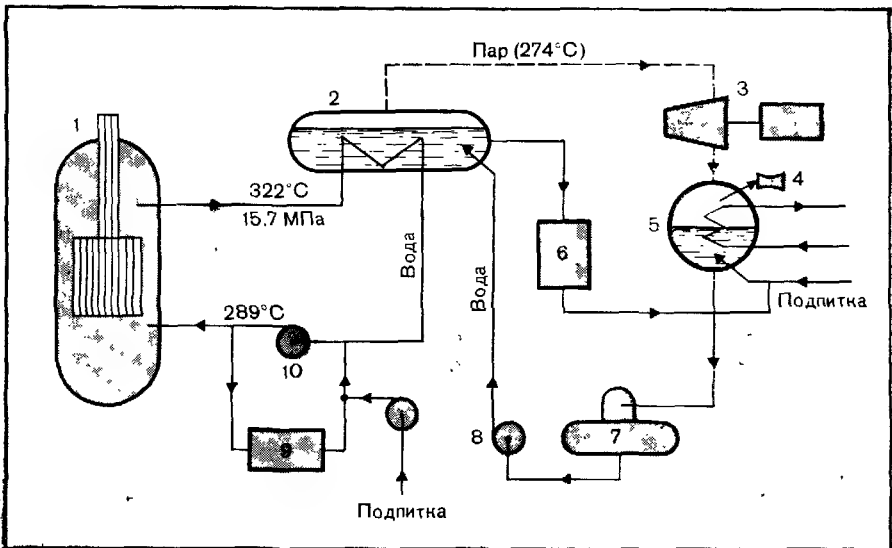


Рис. 2.1. Схема основных технологических контуров АЭС с реактором типа ВВЭР (указаны характеристики первого контура ВВЭР-1000).

1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — турбогенератор; 4 — эжектор; 5 — конденсатор; 6 — спецводоочистка второго контура; 7 — деаэрация; 8 — питательный насос; 9 — байпасная очистка; 10 — главный циркуляционный насос

ВВЭР — корпусной реактор с водой под давлением*. Упрощенная схема АЭС с реактором типа ВВЭР приведена на рис. 2.1.

Активная зона ВВЭР состоит из тепловыделяющих сборок (ТВС) и каналов со стержнями СУЗ. В ТВС размещен пучок твэлов, представляющих собой герметичные полые цилиндры из циркониевого сплава (длиной 2,5—3 м и диаметром около 1 см), заполненные таблетками из UO_2 . Для передачи тепла из активной зоны использована двухконтурная схема. Циркулирующая в первом контуре вода находится под большим давлением (12,3 МПа в ВВЭР-440 и 15,7 МПа в ВВЭР-1000), препятствующим ее закипанию. С помощью главного циркуляционного насоса (ГЦН) вода подается в реактор, проходит через активную зону, нагревается за счет тепловыделения в твэлах и поступает в парогенератор. Проходя через него, она нагревает воду второго контура до кипения, при этом охлаждается, и затем ГЦН вновь возвращает ее в реактор. Пар, образовавшийся в парогенераторе, поступает на турбогенератор. Отработанный пар охлаждается и конденсируется в воду, которую насос второго контура снова подает в парогенератор. Неко-

* Аналогичный реактор, сконструированный и эксплуатируемый за рубежом, сокращенно обозначается как PWR (Pressurized Water Reactor).

Таблица 2.1. Основные характеристики АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК [3, 7—11]

Характеристика	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000	РБМК-1500
Мощность, МВт(эл.)	440	1000	1000	1500
КПД, %	32	33	31,3	31,3
Давление в первом контуре, МПа	12,3	15,7	—	—
Температура теплоносителя, °С:				
на входе в реактор	269	289	—	—
на выходе из реактора	300	322	280*	280*
Масса теплоносителя первого контура, т	200	300	—	—
Загрузка U, т	42	66	192	189
Среднее начальное обогащение U, %***	3,5	3,3 (4,4)**	1,8	1,8
Количество пересгружаемого U, т/год	14	33 (22)**	~ 50*4	~ 75*4
Средняя глубина выгорания топлива, МВт·сут/кг U	28	30 (40)**	18,1	18,1
Корпус реактора:				
высота (без верхней крышки), м	11,8	10,88	—	—
максимальный диаметр, м	4,27	4,57	—	—
масса, т	200,8	300	—	—
Размеры активной зоны, м:				
высота	2,5	3,55	7,0	7,0
диаметр	2,88	3,1	11,8	11,8

* Температура пара перед турбинами.

** Для двухгодичного (трехгодичного) цикла.

*** Первая загрузка реактора имеет меньшее обогащение.

*4 Рассчитано в предположении, что коэффициент нагрузки АЭС равен 0,8.

горые другие характеристики реакторов ВВЭР приведены на рис. 2.1 и в табл. 2.1.

Первый реактор типа ВВЭР мощностью 210 МВт (эл.) был введен в эксплуатацию на Нововоронежской АЭС в 1964 г., второй мощностью 365 МВт (эл.) — в 1969 г. в качестве II блока этой же АЭС. Опыт проектирования и эксплуатации этих реакторов позволил перейти к разработке первого серийного реактора ВВЭР-440. Начиная с 1971 г. реакторы этого типа успешно эксплуатируются на ряде отечественных и зарубежных АЭС.

В блок Нововоронежской АЭС им. 50-летия СССР построен на основе реактора более высокой мощности — ВВЭР-1000, который является головным новой серии отечественных водо-водяных энергетических реакторов [8].

Водо-графитовый канальный реактор РБМК (рис. 2.2) размещен в бетонной шахте (для реактора РБМК-1000 размером 21,6 × 21,6 × 25,5 м) и опирается на бетон с помощью металлоконструкций. Вместе с кожухом они образуют герметическую полость — реакторное пространство. В нем находится графитовая клад-

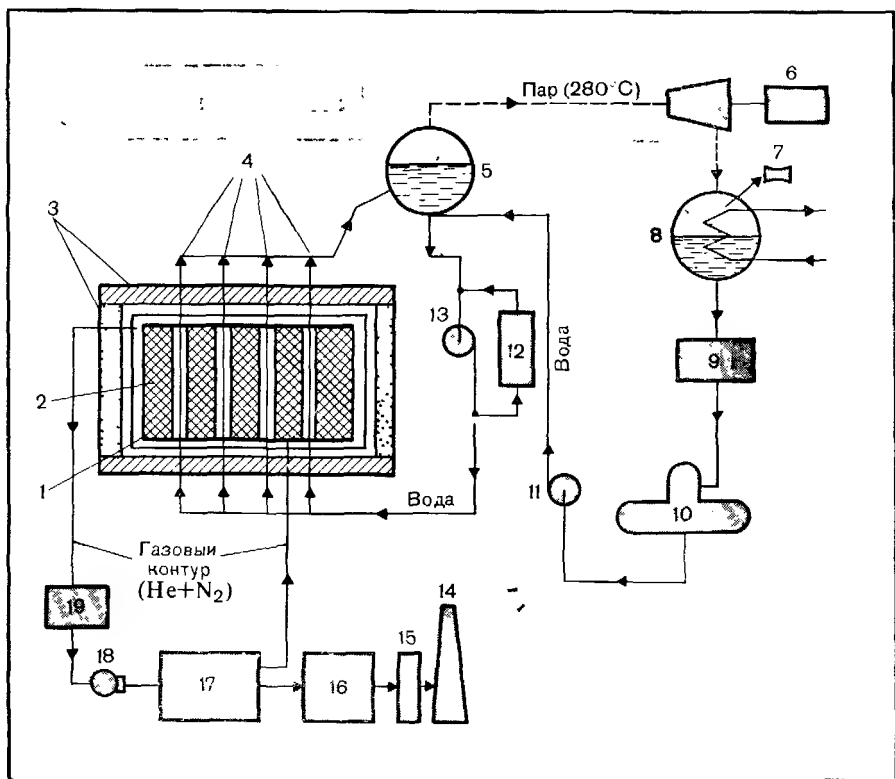


Рис. 2.2. Схема основных технологических контуров АЭС с реактором РБМК:

1 — реактор, 2 — графитовая кладка, 3 — биологическая защита; 4 — технологические каналы, 5 — барабан-сепаратор, 6 — турбогенератор, 7 — эжектор, 8 — конденсатор, 9 — конденсатоочистка, 10 — деаэрагор, 11 — подпиточный насос, 12 — байпасная очистка на ионообменных фильтрах, 13 — главный циркуляционный насос, 14 — вентиляционная труба, 15 — аэрозольный фильтр, 16 — газгольдер для выдержки газа, 17 — адсорбер CO_2 , CO , H_2 , NH_3 ; 18 — компрессор, 19 — аэрозольный и иодный фильтры

ка (замедлитель нейтронов) с цилиндрическими отверстиями, в которых расположены технологические каналы (ТК) и каналы СУЗ. В каждом ТК установлено по две последовательно расположенные топливные сборки со стержневыми ТВЭлами. Графитная кладка продувается азотно-гелиевой смесью.

Для передачи тепла использована одноконтурная схема. Вода, проходя через ТК, нагревается до кипения. В барабане-сепараторе пар отделяется от воды и затем подается на турбогенератор. После охлаждения пар конденсируется в воду, которую питательный насос возвращает в барабан-сепаратор.

Конструкция РБМК позволяет производить поканальную перегрузку топлива без остановки реактора. Это обеспечивает высокую надеж-

ность и техническую готовность реактора и дает возможность использовать различные топливные и конструкционные материалы и режимы работы топливной загрузки.

Выбор РБМК в качестве одного из серийных реакторов для развивающейся ядерной энергетики страны обусловлен его особенностями и опытом отечественного реакторостроения. На Первой АЭС был сооружен реактор канального типа. Опыт, полученный при ее эксплуатации и эксплуатации Сибирской АЭС и двух реакторов Белоярской АЭС, пущенных в 60-х годах, был использован при проектировании и строительстве мощного серийного отечественного реактора РБМК-1000. Головными этой серии реакторов являются действующие реакторы I и II блоков Ленинградской АЭС им. В. И. Ленина (ЛАЭС). Проектируются, строятся или уже работают другие АЭС или новые блоки на действующих станциях с реакторами этого типа. Началось строительство первой очереди Игналинской АЭС с двумя более мощными реакторами — РБМК-1500 электрической мощностью 1500 МВт каждый. Пуск этих реакторов положит начало новому поколению канальных реакторов, которые должны прийти на смену реакторам РБМК-1000. Строительство АЭС с реакторами РБМК-1500 сократит приведенные затраты на производство электроэнергии*.

Некоторые характеристики АЭС с серийным реактором РБМК-1000 и головным новой серии РБМК-1500 приведены в табл. 2.1.

В реакторе ВВЭР или РБМК герметичный металлический кожух твэлов (из циркониевого сплава) препятствует выходу радиоактивных продуктов деления из топлива в теплоноситель. Однако в процессе эксплуатации реактора в отдельных твэлах вследствие коррозии возникают дефекты (как правило, микротрещины), через которые из топлива в воду выходит часть радиоактивных продуктов деления (в основном летучие вещества). Вместе с продуктами коррозии конструкционных материалов, также радиоактивных, они загрязняют воду первого контура, увеличивая ее радиоактивность. Для удаления накапливающихся в теплоносителе примесей и поддержания химического качества воды (рН, концентрации борной кислоты и т. д.) в реакторе действует байпасная система очистки теплоносителя (рис. 2.1 и 2.2).

В одноконтурных реакторах типа РБМК на турбину поступает пар, образующийся при кипении воды в активной зоне. Он сам радиоактивен из-за нейтронной активации кислорода. Кроме того, в него переходит часть радиоактивных веществ, попавших в теплоноситель. По этой причине в турбинном зале АЭС с кипящим реактором прини-

* В практике зарубежного энергетического реакторостроения нет реактора, аналогичного РБМК. По некоторым своим свойствам (одноконтурность, кипящий теплоноситель и др.) он близок к зарубежным корпусным кипящим реакторам с водой в качестве теплоносителя и замедлителя, обозначаемым сокращенно BWR (Boiling Water Reactor) и широко используемым наряду с реактором PWR в качестве энергетического реактора.

мают соответствующие меры по обеспечению радиационной безопасности.

В двухконтурной схеме ВВЭР первый и второй контуры изолированы друг от друга, поэтому радиоактивные вещества не переходят во второй контур и не вызывают его радиоактивного загрязнения. На практике из-за дефектов коррозионного происхождения в теплообменнике парогенератора могут возникнуть небольшие, допустимые условиями нормальной эксплуатации течи радиоактивной воды из первого контура во второй. Для удаления примесей и поддержания химического качества воды второго контура на АЭС с реактором ВВЭР предусмотрена система очистки. Как показывают радиометрические измерения на действующих АЭС, радиоактивность воды во втором контуре на несколько порядков меньше, чем в первом [12].

Проектируемые и прогнозируемые ядерные реакторы. Необходимость расширения областей применения ядерной энергии и вовлечения новых видов ядерного топлива в энергопроизводство требует создания реакторов нового типа. Важное значение в СССР и других странах придается разработке и использованию в ядерной энергетике реакторов-размножителей на быстрых нейтронах, имеющих высокий коэффициент конверсии $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ или $^{232}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{U}$. Как показывают теоретические и экспериментальные исследования, в таких реакторах могут быть созданы условия для расширенного воспроизводства ядерного топлива ($K_B > 1$)*.

Среди различных вариантов реакторов-размножителей наибольшее внимание уделяется разработке и совершенствованию реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. В СССР он получил сокращенное название реактор БН**. Использование натрия в качестве теплоносителя обусловлено такими его свойствами, как высокая температура кипения (900—1000°С), высокие удельная теплоемкость и теплопроводность, малое сечение захвата быстрых нейтронов, низкая стоимость. Эти свойства натрия позволяют осуществлять охлаждение активной зоны при относительно высокой температуре (500—550°С на выходе из зоны), очень низком рабочем давлении (0,6—1 МПа), умеренных скоростях теплоносителя в активной зоне (2—5 м/с) и малой мощности, требуемой на его прокачку по первому контуру [13—15].

Основной недостаток натрия как теплоносителя — его высокая химическая активность при взаимодействии с кислородом воздуха и особенно с водой. Циркулируя через активную зону, натрий становится радиоактивным за счет активации нейтронами. Кроме того, теплоно-

* В действующих реакторах на тепловых нейтронах $K_B < 1$; например для ВВЭР-440 $K_B \approx 0,41 \div 0,42$ [11].

** Быстрый натриевый. Его аналог за рубежом — реактор LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor).

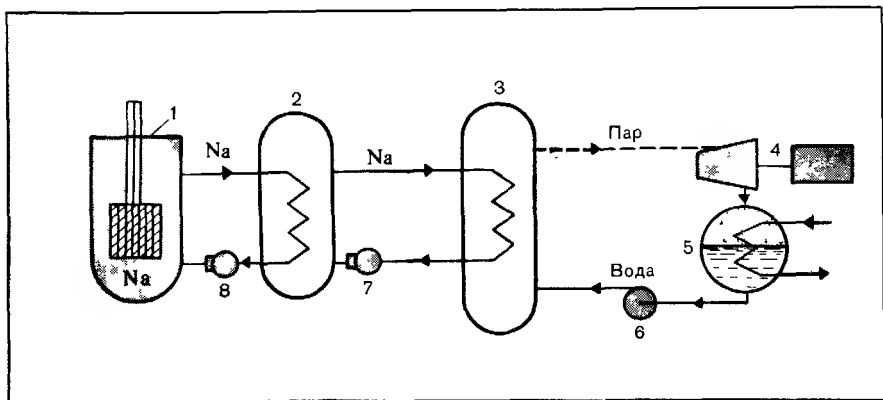


Рис. 2.3. Схема основных технологических контуров АЭС с реактором БН:

1 — реактор; 2 — промежуточный теплообменник; 3 — парогенератор; 4 — турбогенератор; 5 — конденсатор; 6 — насос; 7 — насос второго натриевого контура; 8 — насос первого натриевого контура

ситель загрязняется за счет активированных продуктов коррозии и протечек продуктов деления из твэлов, потерявших герметичность. Чтобы исключить контакт радиоактивного натрия с водой при возможных нарушениях нормального режима работы теплообменника, в реакторах типа БН применяется трехконтурная система теплоотвода (рис. 2.3). В промежуточном контуре с натриевым теплоносителем создается более высокое давление, чем в первом, чтобы предотвратить протечку радиоактивного теплоносителя из первого контура через возможные дефекты в теплообменнике.

Первая промышленная (демонстрационная) АЭС с реактором БН-350 была построена в СССР в 1973 г. в г. Шевченко. Она вырабатывает электроэнергию [мощность 125 МВт (эл.)] и пресную воду ($8,5 \cdot 10^4$ т в сутки). В 1979 г. введена в строй АЭС с энергетическим реактором БН-600 мощностью 600 МВт (эл.). Ожидается, что КВ реактора БН-600 будет равен 1,3 [9, 15].

На основании опыта строительства и эксплуатации действующих реакторов на быстрых нейтронах, а также многочисленных исследовательских и испытательных работ ведутся разработки и проектирование усовершенствованных реакторов БН-800 и БН-1600 электрической мощностью соответственно 800 и 1600 МВт. Эти реакторы предназначены для серийного внедрения [13—15].

Для поиска альтернативных вариантов реакторов-размножителей исследуются возможности применения газовых теплоносителей, в частности гелия, и создания газовых реакторов на быстрых нейтронах (БГР). В реакторах этого типа ожидается получить КВ больший, чем в БН, что позволит уменьшить время удвоения топлива [13].

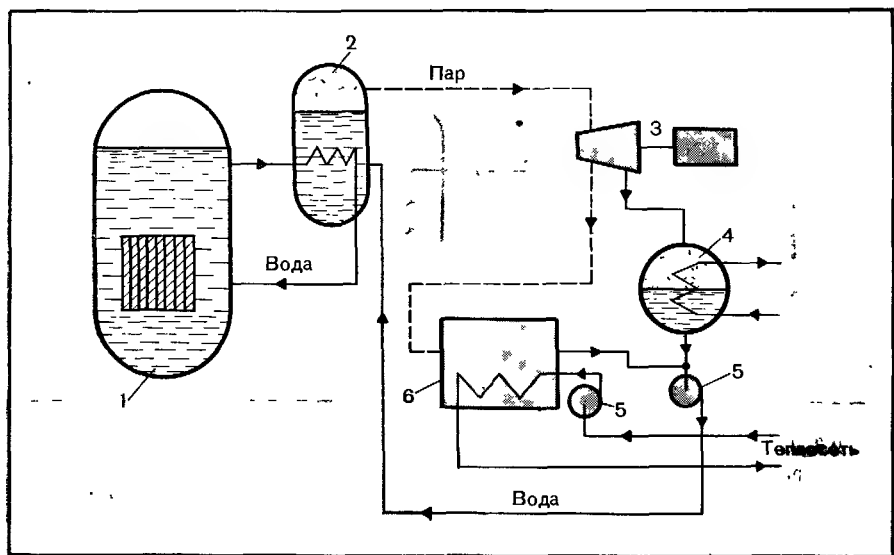


Рис. 2.4. Принципиальная схема АТЭЦ:

1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — турбогенератор; 4 — конденсатор; 5 — насосы; 6 — теплообменник

Для расширения области применения ядерной энергии, в частности для теплофикации городов, разрабатываются атомные ТЭЦ (АТЭЦ) и атомные станции теплоснабжения (АСТ). При строительстве АТЭЦ могут быть использованы уже освоенные реакторы типа ВВЭР или РБМК* с некоторыми изменениями, которые в основном коснутся паротурбинной части АЭС.

Для строительства АСТ целесообразно использовать специализированные реакторы, производящие низкопотенциальное тепло ($70-170^{\circ}\text{C}$) [8, 16–18]. Такая специализация позволяет резко упростить и удешевить конструкцию реактора и основного оборудования и создать установки повышенной надежности и безопасности. Опыт разработок и эксплуатации реакторов ВВЭР, а также экспериментального кипящего реактора ВК-50 — хорошая основа для проектирования оптимального блока АСТ.

Принципиальные схемы АТЭЦ и АСТ приведены на рис. 2.4, 2.5. Чтобы исключить возможность попадания радиоактивных веществ в сетевую воду, используется трехконтурная схема с более высоким давлением воды в сетевом контуре по сравнению с промежуточным.

* Следует отметить, что Билибинская АЭС с канальными реакторами малой мощности работает в режиме АТЭЦ. Тепло используется также на Белоярской, Ленинградской, Курской и Чернобыльской АЭС [3, 9].

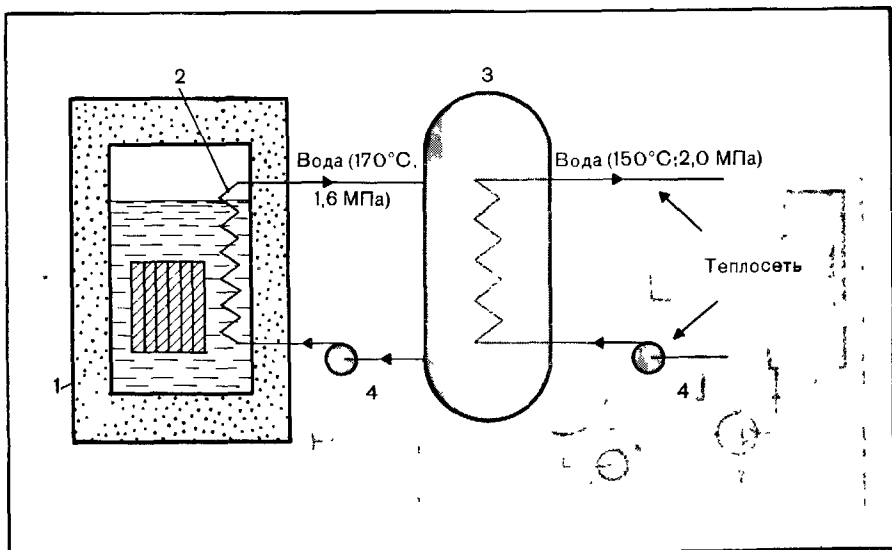


Рис. 2.5. Принципиальная схема АСТ:

1 — реактор, 2 — промежуточный теплообменник, 3 — сетевой теплообменник; 4 — насосы; на схеме АСТ указаны некоторые характеристики проекта АСТ-500 [16]

Для обеспечения большей безопасности работы реактора АСТ, которая может быть максимально приближена к потребителю тепла, считается целесообразным применить интегральную компоновку оборудования первого контура и заключить его вместе с реактором в стальной или железобетонный корпус.

В непосредственной близости от Горького и Воронежа строятся две головные АСТ. Начато строительство первой крупной АТЭЦ под Одессой. Запланировано строительство и других АСТ и АТЭЦ [9].

Принципиально важное значение в СССР и за рубежом придается созданию высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР). Широкое применение реакторов этого типа связывают с разработкой и осуществлением атомно-водородной концепции, предусматривающей крупномасштабное производство водорода и электроэнергии с последующим их использованием в народном хозяйстве. Водород как энергоноситель может найти очень широкое применение и заменить дефицитное органическое топливо:

а) в энергетике — для локальной выработки электроэнергии с помощью парогазовых турбин или электрохимических преобразователей; как топливо для электростанций, обеспечивающих пиковые нагрузки; для неконцентрированных потребителей тепла;

б) в черной и цветной металлургии — для производства металлов из руды путем прямого восстановления смесью водорода и окиси углерода или чистым водородом;

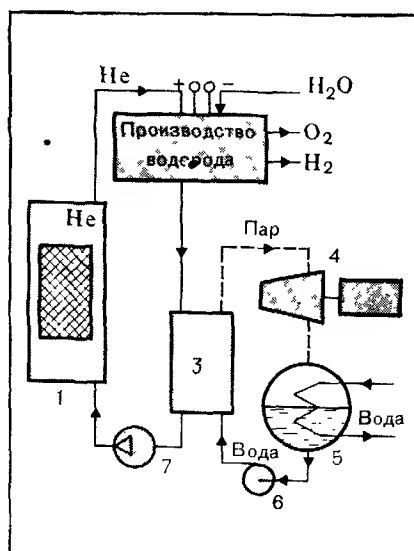
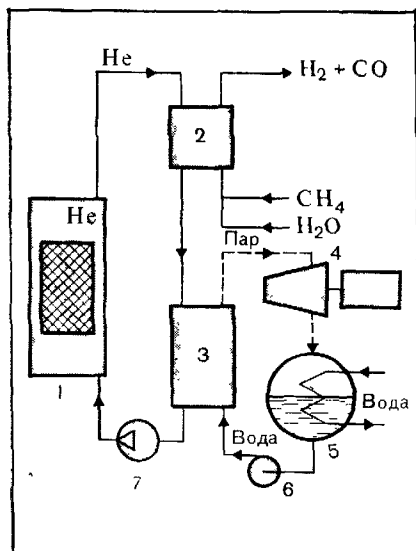


Рис. 2.6. Схема атомной станции с реактором ВТГР для производства электроэнергии и конверсии метана в смесь $H_2 + CO$, которая может быть использована при производстве аммиака, железа, чугуна, синтетического газа и т.п.
1 — реактор, 2 — конвертор, 3 — парогенератор, 4 — турбогенератор, 5 — конденсатор, 6 — насос, 7 — циркуляционный газодувочный насос

Рис. 2.7. Схема атомной станции с реактором ВТГР для производства электроэнергии и водорода в термохимическом, термоэлектрохимическом циклах или путем высокотемпературного электролиза (обозначения см. на рис. 2.6)

в) в х и м и и — для синтеза аммиака, метана и других веществ; для производства жидкого и газообразного синтетического топлива из угля;

г) на т р а н с п о р т е — в качестве топлива для автомобильного и авиационного транспорта.

На рис. 2.6—2.8 приведены некоторые принципиальные схемы использования ВТГР.

В ВТГР в качестве замедлителя используется графит, а в качестве теплоносителя — гелий. Выбор гелия для этой цели обусловлен его химической инертностью, практически нулевым сечением активации и поглощения нейтронов и удовлетворительными теплофизическими свойствами. Топливом служит смесь высокообогащенного урана или плутония с торием в форме окисного или карбидного соединения. Благоприятная комбинация материалов в активной зоне позволяет получить высокую температуру теплоносителя на выходе из реактора (до $1000^\circ C$) и более эффективно использовать нейтроны, чем в легководном реакторе. Благодаря этому обеспечивается, во-первых, относитель-

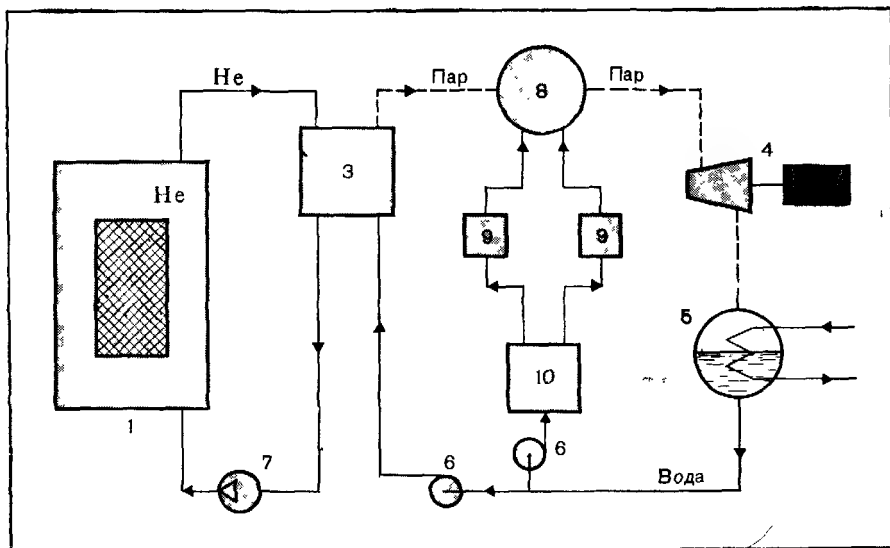


Рис. 2.8. Схема атомной станции с реактором ВТГР для производства электроэнергии и пикового повышения мощности за счет дополнительного производства водорода и его сжигания для перегрева пара.

1, 3–7 — см. на рис. 2.6, 8 — перегреватель, 9 — накопители, 10 — электролизер

но высокий КПД теплового цикла (39–43%) и, во-вторых, больший КВ топлива, чем в современных реакторах [5, 19–21].

Относительно невысокое давление газа-теплоносителя (4–6 МПа) и другие его характеристики позволяют при конструировании реактора ВТГР применять железобетонный корпус и интегральную компоновку основного оборудования первого контура, что значительно облегчает решение проблем безопасности [19].

«Типичные» (репрезентативные) ядерные реакторы. Для удобства представления различного рода характеристик реакторов и обобщенных данных по воздействию АЭС на окружающую среду вводится понятие типичного реактора ВВЭР, РБМК, БН, ВТГР и других типов мощностью 1000 МВт (эл.) (1 ГВт). Их характеристики выбирают на основе обобщения параметров действующих серийных реакторов либо известных из специальной литературы проектных или расчетных параметров перспективных реакторов.

2.3. Схемы ядерных топливных циклов

Аналогично понятию типичного ядерного реактора вводится понятие типичного ЯТЦ. Характеристики типичного цикла взяты в соответствии с рекомендациями специалистов из разных стран, проводивших

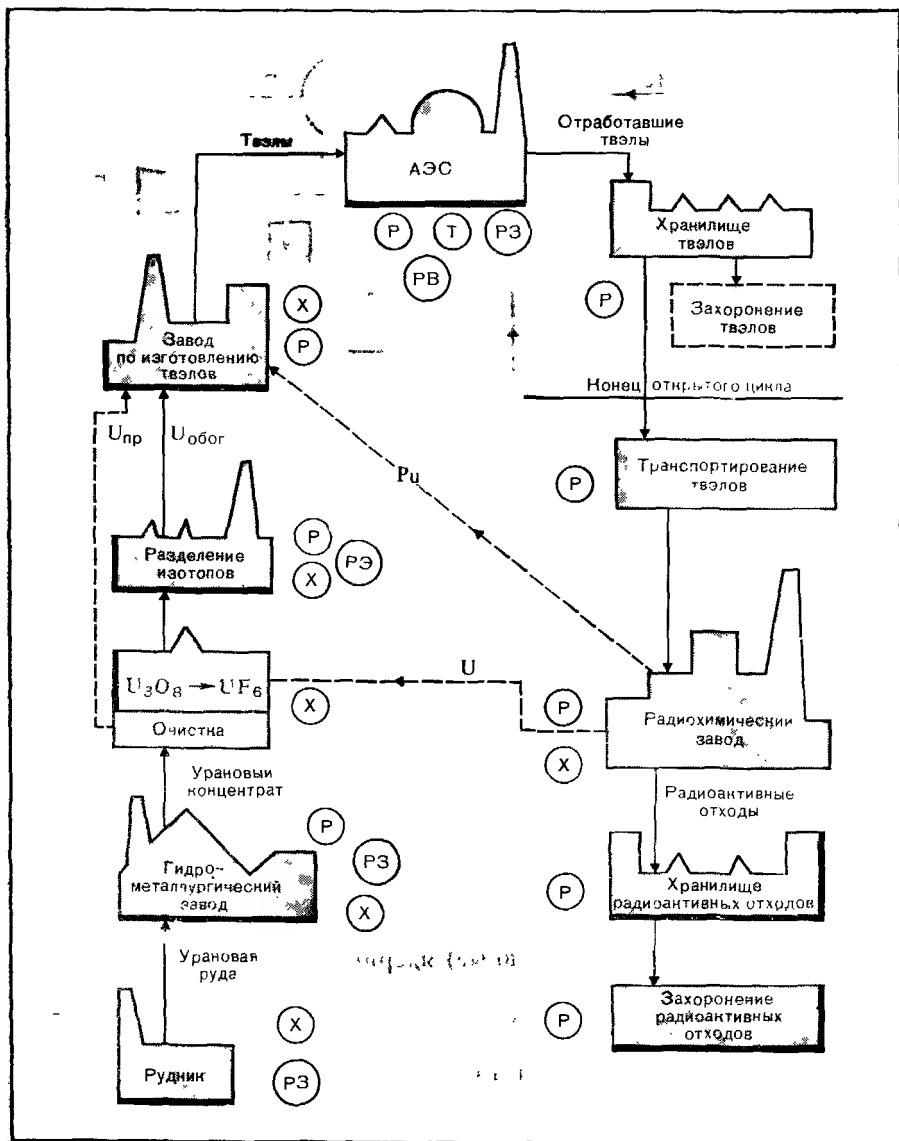


Рис. 2.9. Схема типичных открытого и замкнутого (с рециклом U и Pu) ЯТЦ для АЭС с реактором на тепловых нейтронах (около предприятий указаны характерные для них и значимые для цикла в целом факторы воздействия (см. § 2.4) на окружающую среду):

P, T и X — соответственно радиоактивное, тепловое и химическое загрязнения; PЗ, РВ и Р — расход соответственно земельных площадей, воды и энергоресурсов

исследования по программе «Международная оценка ядерного топливного цикла» (МОЯТЦ) [22].

Схема ЯТЦ для АЭС с легководным реактором на тепловых нейтронах ВВЭР (PWR), BWR или РБМК приведена на рис. 2.9. Начальная стадия этого цикла состоит из следующих этапов: 1) добыча урановой руды в руднике; 2) переработка руды и получение урана на гидрометаллургическом заводе (как правило, в виде природного соединения U_3O_8); 3) конверсия U_3O_8 в газообразную форму UF_6 , необходимую в технологии разделения изотопов; 4) обогащение урана на заводе по разделению изотопов; 5) конверсия UF_6 в порошок UO_2 и изготовление топлива (этот порошок спекается в топливные таблетки, и ими заполняются твэлы); 6) транспортирование топлива между различными предприятиями начальной стадии.

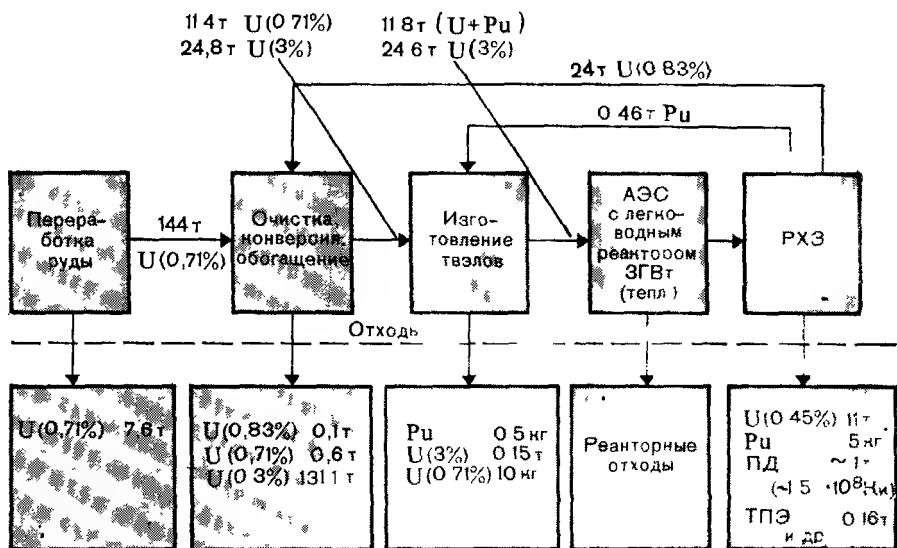
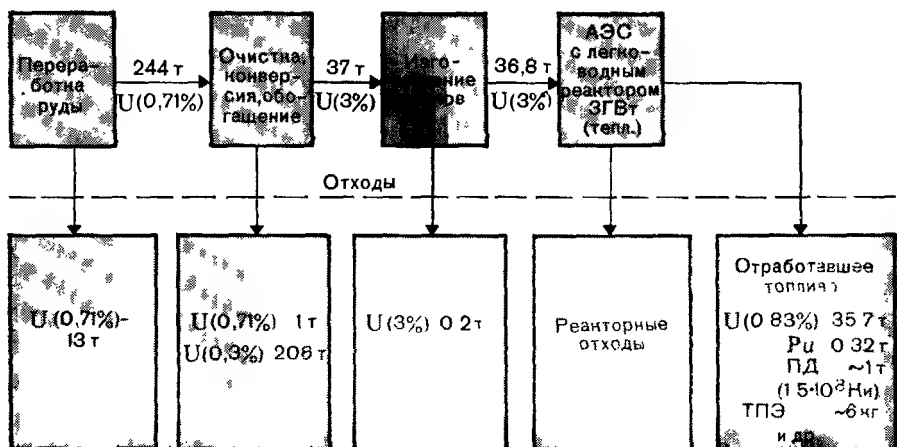
Современная ядерная энергетика работает (за редким исключением) по открытому, или неполному, циклу, который заканчивается хранением отработавшего топлива, выгруженного из реактора. Это связано с тем, что пока не было необходимости в переработке топлива с целью возврата (рецикла) остаточного делящегося материала в цикл.

На рис. 2.10, а приведена диаграмма потоков топлива и отходов типичного открытого ЯТЦ для легководного реактора, соответствующих рекомендациям МОЯТЦ [22]. Характеристики этого цикла получены обобщением параметров открытых циклов для легководных реакторов типа корпусных под давлением ВВЭР (PWR) и кипящих BWR.

Рекомендуемые характеристики цикла в той или иной степени могут не соответствовать параметрам конкретных отечественных или зарубежных реакторов. Например, эти характеристики более или менее хорошо совпадают с параметрами реактора ВВЭР-440, но некоторые из них существенно отличаются от параметров цикла реакторов ВВЭР-1000 или РБМК-1000, РБМК-1500 (см. табл. 2.1). Переход к типичному циклу рассматривается как путь усреднения и обобщения параметров реальных циклов, удобный для разного рода оценочных расчетов, прогнозов, и т. п., в том числе при рассмотрении проблем безопасности ядерной энергетики. Аналогичным образом следует относиться и к другим описываемым ниже типичным циклам.

В соответствии с планами развития ядерной энергетики во многих странах в 80-х и начале 90-х годов будет осуществляться переход на замкнутый, или полный, ЯТЦ — с переработкой облученного топлива. Такой переход необходим, так как повышается экономичность цикла и радиоактивные отходы переводятся в более стабильные и прочные твердые формы перед их захоронением, при этом из отходов будет извлекаться некоторая часть полезных радионуклидов.

Заключительная стадия замкнутого ЯТЦ состоит из следующих этапов: 1) хранение отработавшего топлива (как правило, в специальных хранилищах на территории АЭС); 2) транспортирование отработавшего топлива от АЭС к радиохимическому заводу (РХЗ); 3) пере-



6

Рис. 2 10. Диаграмма потоков тяжелых элементов, отнесенных к выработанной энергии 1 ГВт(эл) год, для типичных открытого (а) и замкнутого (б) ЯТЦ с легководным реактором

ПД — продукты деления (после 150 суточной выдержки) ТПЭ — трансплутониевые элементы (америций и кюриий)

работка облученного топлива на РХЗ и обработка радиоактивных отходов; 4) хранение радиоактивных отходов; 5) их транспортирование и 6) захоронение.

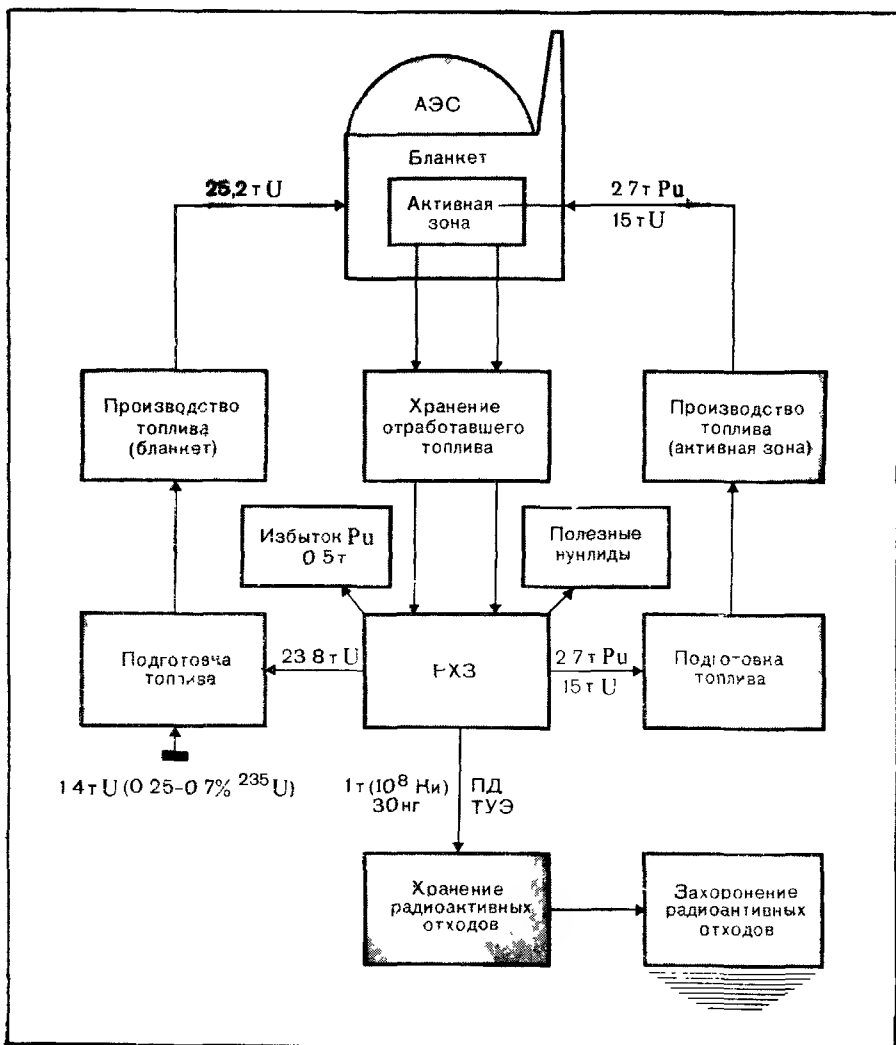


Рис. 2 11. Схема ЯТЦ и потоки топлива и отходов для АЭС с реактором на быстрых нейтронах [на 1 ГВт(эл) год, потери U и Рн при изготовлении топлива не показаны, ТУЭ -- трансуратовые элементы]

На третьем этапе этой стадии остаточное топливо и полезные радонуклиды отделяют от отходов, отходы же переводят в физико-химическую форму, удобную для хранения и захоронения. Выделенный из топлива уран возвращают обратно в цикл. В результате потребности в природном уране в закрытом цикле примерно на 16% меньше по

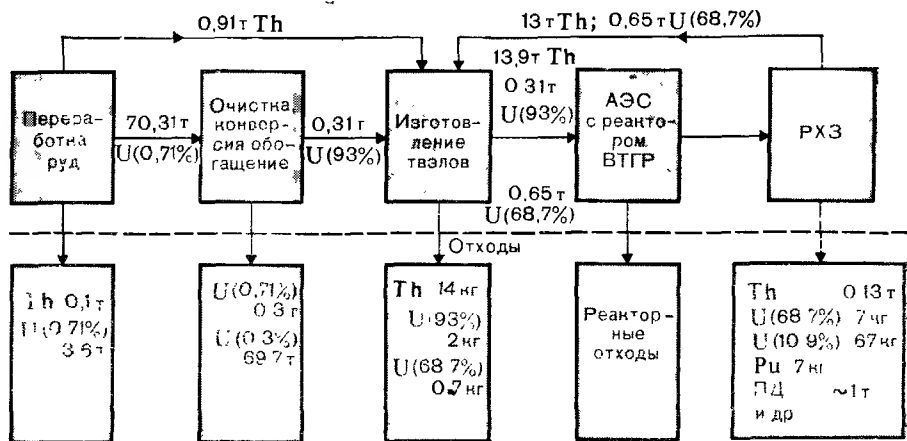


Рис. 2.12. Диаграмма потоков тяжелых элементов, отнесенных к выработанной энергии 1 ГВт(эл.)·год, для типичного ЯТЦ с реактором ВТГР

сравнению с открытым циклом. Изучаются две возможности использования выделенного плутония в качестве ядерного топлива: 1) накопление и использование в дальнейшем в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах; 2) возврат в топливный цикл реакторов на тепловых нейтронах.

На рис. 2.10, б приведены годовые потоки топлива и отходов для типичного замкнутого топливного цикла с легководным реактором [22]. В нем осуществляется возврат в цикл как U, так и Pu, выделяемых из отработавшего топлива. Реализация замкнутого топливного цикла привела бы к 40%-ной экономии природного урана как исходного топлива для легководных реакторов.

Из технико-экономического анализа заключительной стадии цикла следует, что производительность РХЗ должна быть очень большой — не менее 1500 т/год [23] (в этом случае удельная стоимость переработки и других технологических процессов стадии станет приемлемой). Значение 1500 т/год наиболее характерно для производительности рассматриваемых в научно-технической литературе гипотетических РХЗ и опубликованных реальных проектов [23], поэтому производительность типичного завода взята равной 1500 т/год.

Необходимо отметить, что такой РХЗ способен обеспечить переработку топлива, поступающего с большого количества АЭС общей мощностью до 50 ГВт (эл.). Это делает его уникальным предприятием ЯТЦ. Большая производительность РХЗ определяет его особые характеристики с точки зрения возможного воздействия на окружающую среду.

На рис. 2.11 и 2.12 приведены схемы типичных топливных циклов с реакторами БН и ВТГР [22]. Для реактора на быстрых нейтронах

в соответствии с его назначением (обеспечивать расширенное воспроизводство Pu из ^{238}U) топливной загрузкой служат Pu и природный или обедненный уран. Потребности в таком уране составляют примерно 1,4 т на 1 ГВт (эл.) · год.

2.4. Виды и особенности воздействия предприятий ЯТЦ на окружающую среду

Известны следующие виды воздействия ЯТЦ на окружающую среду: 1) расход природных ресурсов (земельных площадей, воды, разного рода материалов и др.), 2) химическое, 3) тепловое, 4) радиоактивное загрязнение. Ни по одному из этих воздействий ЯТЦ не уникален. Все они присущи также энергетике на органическом топливе, в том числе и радиоактивное загрязнение. Например, ТЭС, работающая на угле, может оказывать даже большее радиационное воздействие на население, чем АЭС равной мощности в нормальном режиме работы (см. часть 6).

По первым трем видам воздействия между ядерным и неядерным топливными циклами имеется большое сходство. При добыче и переработке урановой или ториевой руды отчуждаются значительные земельные площади (например, под карьеры при открытых разработках и для размещения отвалов пустой породы и отходов). На этапах переработки руды и топлива используется большое количество химических реагентов, частично попадающих в окружающую среду и загрязняющих ее химическими токсическими веществами.

На АЭС при производстве энергии осуществляется тот же паротурбинный цикл преобразования тепла, что и в обычной энергетике. Поэтому до 70% энергии, выделившейся в реакторе, поступает в окружающее пространство, приводя к тепловому загрязнению биосферы аналогично тепловому воздействию ТЭС. Однако этому воздействию ЯТЦ присущи некоторые особенности, которые заставляют уделить большее внимание проблеме теплового загрязнения, чем это было до сих пор в обычной энергетике. Во-первых, имеются количественные отличия не в пользу ядерной энергетике, которые подробнее рассмотрены в гл. 10. Во-вторых, при тенденции к укрупнению энергетических станций ЯТЦ предоставляет хорошие возможности: малые массовые потоки и соответственно намного меньшая зависимость от транспорта в принципе позволяют строить АЭС во много раз более мощные, чем современные ТЭС. Существует предложение о строительстве сверхмощных энергетических объектов — ядерных энергетических центров мощностью 30–50 ГВт (эл.) [24]. Все это приводит или может привести к значительному росту локальных тепловых сбросов.

Кроме того, ядерная энергетика начала развиваться в то время, когда в промышленно развитых регионах (экономически наиболее подходящих для размещения АЭС), как правило, испытывается недостаток в земельных и водных ресурсах. Это усложняет выбор оптимального способа сброса тепла.

Таблица 22 Структура ядерной энергетики мира в 1980 г. и ее прогноз на 2000 г. [25]

Тип реактора	Доля установленной мощности ядерной энергетики %	
	1980 г	2000 г
ЛВР *	86,3	90,1
ВВЭР * [†]	4,8	7,5
ВН (L.M.F.B.R.)	0,7	1,0
ВТГР	—	0,6
Другие типы	8,2	0,8

* ЛВР — легководный реактор типа

ВВЭР (PWR) BWR RBMK и др.

** HWR (Heavy Water Reactor) — тяжеловодный реактор

Все виды перерадиационного воздействия ядерной энергетики рассмотрены в части 5

Как и энергетика на органическом топливе, ЯТЦ вовлекает в производство некоторое количество естественных радиоактивных веществ (Ra, Rn и др.), присутствующих в топливе или сопровождающей его породе. Однако важнейшая особенность ЯТЦ заключается в том, что в процессе производства энергии на АЭС образуется большое количество потенциально опасных искусственных радиоактивных веществ. Попадание в окружающую среду даже малой части этих веществ мо-

жет привести к опасным для человека последствиям. Поэтому задача обеспечения радиационной безопасности ЯТЦ состоит в том, чтобы полностью изолировать радиоактивные вещества от биосферы на всех стадиях топливного цикла, включая захоронение радиоактивных отходов, а возможные утечки этих веществ в окружающую среду как при нормальном режиме работы, так и при возможных аварийных ситуациях уменьшить до минимума.

С этой точки зрения особое место занимает АЭС, так как именно в процессе ее работы образуется подавляющая часть искусственных радиоактивных продуктов, активность которых в реакторе чрезвычайно высока ($\sim 10^{10}$ Ки) вследствие присутствия большого количества относительно короткоживущих нуклидов. По этим причинам проблемы радиационной безопасности АЭС в нормальном режиме работы и при возможных аварийных ситуациях рассмотрены в отдельных главах (см. гл. 5 и 6). Другим предприятиям цикла посвящена гл. 7. Там же обсуждаются воздействия ЯТЦ на биосферу в региональном и глобальном масштабах и изменения этого воздействия с течением времени, а также приведены результаты исследований радиационного воздействия цикла в целом на окружающую среду.

Основная часть радиоактивных отходов ЯТЦ обладает высокой удельной активностью. Кроме того, некоторые из присутствующих в них радионуклидов имеют большие периоды полураспада $T_{1/2}$. Например, для ^{90}Sr и ^{137}Cs $T_{1/2} \leq 30$ лет, для ряда трансурановых нуклидов $T_{1/2} > 1000$ лет. Распад ^{90}Sr и ^{137}Cs до приемлемой удельной активности происходит примерно за 600 лет, для трансурановых элементов требуются в сотни раз большие времена. В связи с этим перед ядерной энергетикой стоит очень серьезная проблема удаления радиоактивных отходов, обеспечивающего их изоляцию от биосферы в течение указанных выше периодов времени. Эта проблема рассматривается в части 6.

В книге основное внимание уделено анализу предприятий ЯТЦ с легководными реакторами на тепловых нейтронах. (На рис. 2.9, где символически изображены предприятия цикла, около этих предприятий указаны характерные для них виды воздействия.) Это обусловлено следующими причинами: 1) для этого цикла накоплен достаточно большой фактический материал, включающий результаты натурных, экспериментальных и теоретических исследований, чего нет для других циклов; 2) согласно существующим прогнозам до 2000 г. основная часть энергии в ядерной энергетике будет производиться легководными реакторами (табл. 2.2); 3) характер воздействия предприятий других циклов качественно не отличается от традиционного в ядерной энергетике, некоторые количественные отличия не могут в сильной степени изменить представление о взаимодействии систем ядерная энергетика — биосфера.

В конце гл. 7 рассмотрены возможные изменения воздействия предприятий ядерной энергетики на окружающую среду в связи с прогнозируемыми или предполагаемыми переходами на нетрадиционные схемы топливного цикла.

2

Основы радиационной защиты

Часть

Радиационная безопасность человека обеспечивается системой законодательных мер (в том числе нормами радиационной безопасности), направленной на ограничение возможного облучения населения и персонала в результате использования источников ионизирующего излучения. Научным базисом этой системы служат знания о действии ионизирующего излучения на живой организм, а также о закономерностях миграции радионуклидов в окружающей среде и их метаболизма в организме человека. Эти знания и соответствующая им система законодательных мер по радиационной безопасности непрерывно изменяются под влиянием накапливающейся информации. Процесс эволюции еще продолжается, и современные представления о биологическом действии излучения нельзя считать окончательно установившимися. Тем не менее не будет преувеличением сказать, что система мер и норм радиационной безопасности — одна из наиболее совершенных в санитарном законодательстве.

Глава 3

Биологическое действие ионизирующих излучений

3.1. Основные понятия и терминология

Действие ионизирующих излучений на вещество проявляется в ионизации атомов и молекул, входящих в состав вещества. Мерой этого воздействия служит *поглощенная доза* D — средняя энергия, переданная излучением единице массы вещества. Единица* поглощенной дозы — *грэй* (Гр): $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$ [2].

* В соответствии с рекомендациями [1, 2] Международной и Национальной комиссий по радиационной защите (МКРЗ и НКРЗ) для дозиметрических величин в книге используется система единиц СИ. Однако для радиоактивности авторы считают более удобным использовать специальную единицу кюри (Ки) вместо системной единицы беккерель (Бк): $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$.

Детальные исследования биологических эффектов, вызываемых различными ионизирующими излучениями, показали, что повреждение тканей связано не только с количеством поглощенной энергии, но и с ее пространственным распределением, характеризующимся *линейной плотностью ионизации*. Чем выше линейная плотность ионизации, или, иначе, линейная передача энергии (ЛПЭ), тем больше степень биологического повреждения. Чтобы учесть этот эффект, введено понятие *эквивалентной дозы* H , которая определяется равенством

$$H = DQ, \quad (3.1)$$

где D — поглощенная доза; Q — безразмерный коэффициент качества. Он предназначен только для использования в области радиационной защиты и характеризует биологическую эффективность ионизирующего излучения данного вида при хроническом облучении малыми дозами. Величина Q для рассматриваемых в настоящей монографии видов излучения равна [2]:

$$Q = \begin{cases} 1 & \text{для } \gamma\text{- и } \beta\text{-излучений;} \\ 20 & \text{для } \alpha\text{-излучения.} \end{cases}$$

Единицей измерения *эквивалентной дозы* служит *зиверт* (Зв)*. Для γ - и β -излучения $1 \text{ Зв} = 1 \text{ Гр}$. Для сокращения записи в последующем в тех местах, где это не приведет к недоразумениям, вместо термина «эквивалентная доза» будет использоваться термин «доза».

В реальных условиях облучение часто бывает неравномерным по всему телу. Например, при внутреннем облучении, возникающем при попадании радионуклидов внутрь организма, воздействию могут подвергаться отдельные органы и ткани. В то же время часто требуется оценить и сравнить между собой возможный ущерб здоровью человека от облучения разных органов. Для этой цели МКРЗ введено понятие *эффективной эквивалентной дозы* (H_E), которая определяется соотношением

$$H_E = \sum_m \omega_m H_m, \quad (3.2)$$

где H_m — среднее значение эквивалентной дозы в m -м органе или ткани; ω_m — взвешивающий коэффициент, равный отношению риска смерти в результате облучения органа или ткани m к риску смерти от облучения всего тела при одинаковых эквивалентных дозах (табл. 3.1). Иначе говоря, коэффициент ω_m позволяет пересчитать дозу облучения органа m на эквивалентную по риску смерти дозу облучения всего тела.

* Ранее широко использовались и ныне еще применяются специальные единицы — рад и бэр соответственно для D и H ($1 \text{ рад} = 1 \text{ сГр} = 0,01 \text{ Гр}$; $1 \text{ бэр} = 1 \text{ сЗв} = 0,01 \text{ Зв}$).

Таблица 3.1. Коэффициенты ω_m для различных органов и тканей организма человека, рекомендованные МКРЗ [1]

Орган или ткань	ω_m	Орган или ткань	ω_m
Половые железы	0,25	Щитовидная железа	0,03
Молочная железа	0,15	Кость (поверхность)	0,03
Красный костный мозг	0,12	Остальные органы (ткани)	0,30
Легкие	0,12		

Понятие эффективной эквивалентной дозы применяют в случае расчета возможности возникновения стохастических (вероятностных) эффектов радиационного воздействия, наиболее важных с точки зрения проблем радиационной безопасности — злокачественных новообразований. Таким образом, введение понятия эффективной эквивалентной дозы позволяет сравнить между собой различные случаи облучения с точки зрения возможного риска отдаленных последствий (например, риск от облучения всего тела с риском облучения щитовидной железы или легких), а также оценить суммарный риск при облучении различных органов.

Для оценки стохастических эффектов воздействия ионизирующего излучения на персонал или население в специальной литературе часто используется особый количественный показатель, называемый *коллективной дозой*. Коллективная доза S в результате какого-либо вида деятельности или за счет некоторого источника определяется выражением

$$S = \int_0^{\infty} N(H) dH, \quad (3.3)$$

где $N(H) dH$ — количество лиц, получающих дозу в пределах от H до $H + dH$. В качестве исходного параметра — дозы в данной формуле может быть использована либо эквивалентная доза облучения m -го органа H_m , либо эффективная эквивалентная доза H_E , что соответственно отразится и на результатах. В первом случае будет получена коллективная доза S_m облучения m -го органа или ткани организма человека, во втором — эффективная эквивалентная коллективная доза S_E облучения населения [3].

Единицей коллективной дозы служит *человеко-зиверт*. В ряде случаев, когда рассматривается облучение всего населения страны или его крупных групп, для выражения риска, сопутствующего каждому члену облучаемого коллектива, используется понятие *средней индивидуальной (удельной коллективной) дозы* H , т. е. коллективной дозы, нормированной на одного человека. Концептуальная особенность этой дозы в том, что она не может быть инструментально измерена (численно она может совпадать со средней из репрезентативного ряда измеренных индивидуальных доз). Средняя индивидуальная доза отражает неперсонифицированный риск для каждого члена коллектива.

В дозиметрии и радиобиологии широко используется понятие *мощности дозы*, равной изменению дозы в единицу времени. Например, мощность $\dot{D}$ поглощенной дозы определяется как производная от $D(t)$ по времени t :

$$\dot{D} = dD(t)/dt.$$

Аналогично определяется мощность доз H , H_E и S . В экспериментальной радиобиологии, где, как правило, применяются дозы большой мощности, за единицу времени чаще всего принимается минута. В нормах радиационной безопасности в качестве единицы времени, как правило, используется год и, как следствие этого, понятие *годовой дозы излучения*.

Для оценки полного радиационного воздействия на группу населения, создаваемого некоторым источником радиоактивного загрязнения биосферы, используется понятие *ожидаемой коллективной дозы* S^c . Она определяется как

$$S^c = \int_0^{\infty} \dot{S}(t) dt, \quad (3.4)$$

где $\dot{S}(t)$ — мощность коллективной дозы, которую получает рассматриваемый контингент лиц, например население земного шара или ограниченная группа людей, находящихся в контакте с источником излучения; интегрирование по времени t в (3.4) проводится от момента поступления радионуклидов в биосферу (принимаемого за 0) до бесконечности. Иначе говоря, ожидаемая доза представляет собой полную сумму доз от начала воздействия до его прекращения, обусловленного радиоактивным распадом или удалением радионуклидов из окружающей среды (например, в результате оседания на дно океана в форме соединений, из которых они практически не мигрируют).

Кроме ожидаемой дозы S^c используется также понятие *неполной ожидаемой дозы*:

$$S_n^c = \int_0^{t_{\text{макс}}} \dot{S}(t) dt. \quad (3.5)$$

От S^c она отличается тем, что верхний предел интегрирования $t = \infty$ заменен некоторым конечным значением $t_{\text{макс}}$. Первоначально величина S_n^c была введена для оценки максимального значения мощности дозы $\dot{S}$ или средней индивидуальной $\bar{H}$, которую получит население в некоторый момент времени $t \geq t_{\text{макс}}$ в результате длительного действия рассматриваемого источника в течение времени $t_{\text{макс}}$ на постоянном уровне ([3], т. 1, с. 64). Затем эта величина стала использоваться и для других целей (см. § 4.3).

Для оценки ущерба за счет радиационного воздействия на население в книге используется также *дисконтированная ожидаемая кол-*

лективная доза S_d^c . Она определяется как

$$S_d^c = \int_0^{\infty} \dot{S}(t) \exp(-\epsilon t) dt. \quad (3.6)$$

Здесь $\exp(-\epsilon t)$ — хорошо известная в экономике функция дисконтирования; ϵ — норматив приведения затрат к единому времени, год⁻¹. В отличие от S^c , определяемой формулой (3.4), в (3.6) интегрирование (суммирование) величин $\dot{S}(t)$ осуществляется с учетом временного взвешивающего фактора $\exp(-\epsilon t)$. Необходимость его учета вытекает из экономического подхода к оценке ущерба [4, 5] (см. § 4.1 и часть 3).

3.2. Основные эффекты действия ионизирующих излучений на живой организм

К изучению биологического действия ионизирующего излучения приступили еще в первые десятилетия нашего столетия, когда стали известны факты его вредного влияния на организм человека. Интерес к этому изучению и необходимость в нем резко возросли в 40-х годах после первых испытаний и применения ядерного оружия и особенно в 50-х годах, когда ядерная энергия стала применяться в различных областях человеческой деятельности в мирных целях. Начали интенсивно развиваться радиобиология, радиационная гигиена, радиационная экология и другие науки, ориентированные на всесторонние исследования биологических эффектов ионизирующего излучения и выработку средств и методов радиационной защиты. К настоящему времени накоплен большой объем знаний о биологическом действии излучения. Достижения современной науки позволили создать прочный фундамент для системы законодательных мер по обеспечению радиационной безопасности человека.

В результате экспериментов на животных и изучения последствий облучения людей при атомных взрывах в Хиросиме и Нагасаки, а также при авариях наиболее хорошо изучено однократное действие остропоражающих доз (порядка нескольких зивертов и выше), приводящих к смерти или вызывающих лучевую болезнь. Изучены также закономерности хронического радиационного воздействия на человека при больших дозах облучения (более 10 Зв за несколько лет), поскольку случаи подобного рода имели место в начальный период открытия радиоактивности и работы с радионуклидами, когда не было разветвленной и стройной системы радиационной защиты. Проявления хронического облучения весьма многообразны (хроническая лучевая болезнь при общем облучении, поражения кожи, хрусталика, костного мозга, пневмосклероз и т. д.), они возникают лишь при дозах порядка нескольких зивертов и выше.

Поражения, возникающие спустя длительный срок после однократного или хронического облучения, называют отдаленными эффектами. Помимо указанных видов поражений в отдаленном периоде

после облучения могут возникать еще два вида эффектов, которые называют стохастическими: а) соматические (телесные) эффекты облучения — злокачественные опухоли и б) генетические эффекты — врожденные уродства и нарушения, передающиеся по наследству. Эффекты обоих типов возникают в результате мутаций и других нарушений в клеточных структурах, ведающих наследственностью: в первом случае (соматические заболевания) — в неполовых соматических клетках различных органов и тканей, во втором — в половых клетках яйчников и семенников.

Особенность обоих видов реакций, как соматических, так и генетических, заключается в стохастической (вероятностной) природе проявления эффекта. Принято считать, что суммарный эффект при облучении данной группы особей определяется коллективной дозой, а выявление эффекта у отдельного индивидуума практически непредсказуемо. Так, при дозе облучения 1 Зв контингента в 1000 чел. (коллективная доза 1000 чел-Зв) можно ожидать n эффектов (например, 10 случаев рака), однако нельзя предсказать, у кого именно они выявятся. Более того, если коллективная доза 1000 чел-Зв «набрана» при условиях неодинакового облучения, можно лишь предсказать конечный результат — 10 дополнительных случаев рака, однако при этом индуцированный облучением рак может возникнуть у человека, получившего дозу облучения, например, 1 Зв, а не у другого, получившего дозу облучения 3 Зв и больше.

Весьма важно, что согласно современным представлениям выход генетических и соматико-стохастических эффектов в диапазоне доз, реально встречающихся в обычных условиях, мало зависит от мощности дозы. Это означает, что эффект определяется прежде всего суммарной накопленной дозой вне зависимости от того, получена она за 1 день, 1 с или за 50 лет [3, 6]. Таким образом, оценивая эффекты хронического облучения, следует иметь в виду, что эти эффекты накапливаются в организме в течение длительного времени.

Все описанные выше эффекты радиационного воздействия, в том числе соматико-стохастические (раковые заболевания) и генетические повреждения, реально регистрировались у человека, как правило, лишь при воздействии больших доз (более 0,5 Зв). Эта область доз находится выше тех уровней, воздействию которых подвергается персонал и тем более население за период работы или всей жизни в обычных условиях производственной деятельности или проживания.

Подробные сведения об уровне облучения населения СССР за счет различных естественных и техногенных источников приведены ниже (см. табл. 4.3). Здесь же отметим, что, например, средняя индивидуальная эффективная эквивалентная доза облучения человека равна примерно 1 мЗв в год за счет естественного радиационного фона, 7,5—10 мЗв в год для персонала промышленных реакторов и АЭС, 0,2—10 мкЗв в год для населения, проживающего вблизи АЭС [3, 7—10]. Накопленная в течение всей жизни человека доза за счет естественного

радиационного фона не превышает, как правило, 0,1 Зв, а доза профессионального облучения персонала АЭС за 25 лет работы составляет в среднем 0,19—0,25 Зв [7, 9]. Накапливаемая в течение жизни современным человеком, не связанным на производстве с облучением, доза, обусловленная естественным радиационным фоном, антропогенно-измененным фоном (главным образом за счет естественных радионуклидов, содержащихся в бетоне и других строительных материалах), а также облучением при медицинских диагностических процедурах, достигает ныне в СССР и других промышленно развитых странах в среднем примерно 0,25—0,28 Зв [10].

Таким образом, с точки зрения организации системы радиационной защиты, включая проблемы нормирования радиационного воздействия, наибольший интерес представляют сведения о биологических эффектах ионизирующего излучения в области суммарных доз, не превышающих нескольких десятых долей зиверта. Для определенности в данной книге эта область названа областью «малых доз». Следовательно, под малыми дозами подразумеваются дозы, близкие к дозам за счет естественного радиационного фона, а также дозы, не превышающие нескольких сантизивертов в год при многолетнем облучении.

Биологические эффекты малых доз. В настоящее время, основываясь на данных многочисленных и длительных наблюдений за персоналом, а также населением, подвергшимся воздействию повышенных доз (облучение в районах повышенного естественного радиационного фона, облучение в медицинских целях и т. д.), можно с определенностью заключить, что длительное облучение при дозах до 5 сЗв у взрослого практически здорового человека (персонала) или дозах до нескольких миллизивертов в год у населения в целом не вызывает никаких неблагоприятных соматических сдвигов, реально регистрируемых с помощью современных методов исследования [3].

Иначе обстоит дело с освещением вопроса о генетических и соматикостохастических эффектах малых и «сверхмалых» (доли естественного радиационного фона) доз. В настоящее время, несмотря на большое число выполненных исследований, нет прямых доказательств существования этих эффектов. Однако отсюда не следует, что они действительно отсутствуют. Дело в том, что обнаружение таких биологических эффектов затруднительно из-за малой вероятности их появления. Кроме того, оно усложняется относительно большой частотой «естественных», или, иначе, спонтанных, злокачественных новообразований и генетических повреждений, которые невозможно исключить во время проведения экспериментов над животными или эпидемиологических исследований над коллективами людей. Ввиду этого некоторое дополнительное количество злокачественных опухолей, индуцированных облучением или химическими канцерогенами, трудно обнаружить как в реальной жизни, так и в эксперименте [11].

Для обнаружения биологических эффектов малых доз требуется получить данные, основанные на очень большой статистике. Например, чтобы выявить в экспериментах на животных канцерогенную эффек-

Таблица 3.2. Коллективная доза, необходимая для получения 95%-ной вероятности обнаружения увеличения частоты развития раковых опухолей [12]

Контингент, заболевание	Коллек- тивная доза, чел-Зв	Период на- блюдения, лет	Контингент, заболевание	Коллек- тивная доза, чел-Зв	Период на- блюдения, лет
Дети			Взрослые		
Лейкемия	3100	10	Лейкемия	1000	20
Рак щитовидной железы	7000	10	Рак молочной железы	4200	20
Прочие виды рака	3100	10	Рак легких	40 000	20
			Прочие виды рака	120 000	20

тивность дозы облучения 1 мЗв, необходимы подопытная группа животных минимум в 100 тыс. особей и наблюдение за ними после облучения в течение всей их жизни. В этом случае можно ожидать обнаружения одного ракового заболевания во всей группе, если предположить максимально возможный выход раковых заболеваний, соответствующий беспороговой линейной связи между дозой и эффектом (в этом предположении доза 1 мЗв вызывает раковое заболевание с вероятностью 10^{-5}). На самом деле ввиду возникновения у животных спонтанных опухолей для статистически достоверного обнаружения эффектов малых доз требуются однородные опытные и контрольные группы значительно большей численности, что делает постановку подобных исследований нерезальной. По этой же причине невозможно найти эффект малых доз путем эпидемиологических исследований канцерогенного воздействия повышенного естественного радиационного фона на человека, тем более дополнительных доз ниже естественного фона. В табл. 3.2 приведены значения коллективной дозы, необходимые для обнаружения увеличения частоты раковых опухолей с 95%-ной вероятностью при облучении группы населения или персонала [12]. Эти дозы настолько велики, что становятся совершенно очевидными огромные трудности получения каких-либо достоверных указаний на канцерогенное действие малых доз облучения. На практике удавалось обнаружить повышение заболеваемости раком у работников производств, где присутствовали канцерогенные химические факторы, только в случаях, когда заболеваемость превышала обычную не менее чем на 200—400%.

Таким образом, результаты многих эпидемиологических исследований, при которых не было обнаружено эффекта малых доз облучения, не могут быть доказательством отсутствия такого эффекта: в них не были учтены изложенные выше статистические закономерности. Аналогичным образом не могут быть доказательными эксперименты на животных, в которых был «обнаружен» порог, т. е. отрицательный или нулевой результат относительно связи между дозой облучения и увеличением частоты раковых заболеваний.

Таким образом, эксперименты на животных не дают доказательств ни наличия, ни отсутствия порога канцерогенного действия [13]. Ответ на этот вопрос может быть получен при рассмотрении патогенетических основ канцерогенеза [14].

3.3. Концепция беспороговой линейной зависимости доза — эффект

В радиобиологических экспериментах на клеточном и молекулярном уровнях показана возможность даже единичных актов ионизации вызвать нарушение некоторых наследственных механизмов. Кроме того, из теоретических представлений о процессах возникновения рака и генетических заболеваний следует, что нельзя исключить всроятности возникновения соответствующих нарушений в клеточных структурах при малых дозах облучения и соматико-стохастических и генетических эффектов, обусловленных этими нарушениями. При отсутствии прямых доказательств влияния облучения в малых дозах или, напротив, безвредности такого облучения и с учетом необходимости осторожного, гуманного подхода к нормированию радиационного воздействия при выработке норм радиационной безопасности была предложена гипотеза об отсутствии порога для стохастических эффектов облучения и о линейной зависимости между дозой и эффектом в области малых доз. Эта гипотеза в виде официальной концепции принята МКРЗ и Научным комитетом по действию атомной радиации ООН (НКДАР ООН) за основу при оценке и прогнозировании ущерба от использования ионизирующего излучения и для осуществления практических разработок в области радиационной защиты. Чаще всего эту гипотезу называют *концепцией беспороговой линейной зависимости доза — эффект*.

Соответствующие коэффициенты линейной связи между дозой облучения и различными стохастическими эффектами устанавливают на основе известных данных о случаях смерти в результате возникновения злокачественных опухолей и генетических дефектов в первых двух поколениях потомства облученных лиц при больших дозах. Как правило, эти коэффициенты выражают в виде ожидаемого числа случаев n смерти от злокачественных опухолей и генетических дефектов, отнесенного к коллективной дозе 10^4 чел-Зв. Кроме того, при оценках воздействия излучения часто используют *параметр риска* r , равный средней индивидуальной вероятности смерти в результате облучения, отнесенной к дозе 1 Зв. Между параметром риска r и ожидаемым числом случаев n смерти существует простая связь:

$$r = 10^{-4} n.$$

Здесь $[r] = \text{Зв}^{-1}$; $[n] = \text{число случаев}/10^4 \text{ чел-Зв}$. Как следует из данных табл. 3.3, параметр риска смерти при равномерном облуче-

Таблица 33 Параметр риска r и ожидаемое число n случаев смерти от злокачественных опухолей и наследственных дефектов в результате облучения [3]

Заболевание	Критический орган	$r, 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$	$n, \frac{\text{число случаев}}{10^4 \text{ чел в}}$
Лейкемия	Все тело, красный костный мозг	0,2	20
Рак щитовидной железы	Щитовидная железа	0,05	5
Рак молочной железы женщин	Молочная железа	0,25	25
Опухоли костной ткани	Скелет	0,05	5
Опухоли легких	Легкие	0,2	20
Опухоли других органов и тканей	Все остальные органы и ткани	0,5	50
Все злокачественные опухоли	Все органы и ткани	1,25 *	125
Наследственные дефекты **	Половые железы	0,4	40
Всего		1,65	165

* В Публикации МКРЗ № 26—1,0 10^{-4} [1]

** У первых двух поколений потомства облученных лиц

нии всего тела принят равным $1,25 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$ в результате канцерогенного и $0,4 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$ в результате генетического эффектов, а параметр полного риска равен $1,65 \times 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$ [1, 3, 20]. Таким образом, согласно современным представлениям риск смерти в результате генетических радиационных повреждений составляет примерно одну треть риска смерти за счет радиационной индукции злокачественных новообразований, или одну четверть полного риска смерти. Следует отметить, что генетические последствия облучения изучены количественно весьма приближенно и, по-видимому, их реальные оценки могут существенно измениться.

Если известна доза облучения H , то индивидуальная вероятность смерти (или риска смерти) R определяется следующей формулой (в соответствии с беспороговой линейной концепцией):

$$R = rH. \quad (3.7)$$

Аналогичным образом, если известна коллективная доза облучения S , ожидаемое полное число случаев смерти N в коллективе облученных людей определяется по формуле

$$N = 10^{-4}nS. \quad (3.8)$$

Эффект длительного хронического облучения при постоянной мощности дозы (например, за счет естественного радиационного фона) удобно описывать не полной вероятностью смерти R , а ее «мощностью» $\dot{R}$ (вероятностью, или риском, отнесенным к единице времени):

$$\dot{R} = r\dot{H}, \quad (3.9)$$

где $\dot{H}$ — постоянная мощность дозы при хроническом облучении.

Из этой формулы следует, что средний индивидуальный риск смерти в год в результате естественного (фонового) облучения в соответствии с концепцией линейной связи равен:

$$\dot{R}_{\text{фон}} = 1,65 \cdot 10^{-6}$$

(с учетом канцерогенных и генетических эффектов). Для сравнения укажем, что усредненный по всему населению СССР индивидуальный риск смерти в год в результате раковых заболеваний в 1979 г. оценен равным 10^{-3} [21].

В качестве другого примера применения формулы (3.9) оценим индивидуальный риск смерти в результате проявления злокачественных опухолей любой локализации в условиях профессионального облучения на АЭС. Как уже отмечалось, средняя доза облучения персонала АЭС равна примерно 10 мЗв в год (для станций с ВВЭР-440—7,5 мЗв в год) [5, 6]. Соответствующий этому облучению индивидуальный риск смерти в среднем согласно формуле (3.9) равен 10^{-4} в год. При этом необходимо иметь в виду, что профессиональному облучению человек подвергается только после начала трудовой деятельности (20—25 лет). Поэтому с учетом латентного периода возникновения раковых опухолей их возможная реализация практически еще менее вероятна и притом лишь после достижения 40-летнего возраста.

Согласно данным официальной статистики [21] смертность от злокачественных новообразований в СССР среди возрастной группы 40 лет и старше составляет около 10^4 случаев в год на 1 млн. населения, что соответствует индивидуальному годовому риску смерти 10^{-2} в год. Это означает, что индивидуальный риск смерти персонала в результате профессионального облучения соответствует примерно 1% «естественного» уровня канцерогенеза. Риск реального ущерба для здоровья на некоторых производствах, не связанных с облучением персонала, значительно выше [22].

Представленные в табл. 3.3 данные характеризуют средние (номинальные) значения параметров риска для всей популяции населения. Более детальный анализ позволил получить дифференцированные значения этого показателя как для мужчин и женщин, так и для различных возрастных групп населения [1, 3, 20]. Для этого были привлечены данные по смертности от злокачественных опухолей и генетически значимой дозе в зависимости от пола и возраста. Оказалось, что пара-

метр риска несколько выше у женщин, чем у мужчин:

$$r_{\text{напц. эффект}} = \begin{cases} 1,0 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1} \text{ для мужчин;} \\ 1,5 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1} \text{ для женщин;} \\ 1,25 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1} \text{ в среднем.} \end{cases}$$

Более высокий параметр риска для женщин обусловлен большей вероятностью возникновения злокачественных новообразований в грудной железе при облучении. Кроме того, оказалось, что параметр риска изменяется с увеличением возраста. Это изменение риска с возрастом в значительной степени связано с существованием латентного периода* развития раковой опухоли. При прочих равных условиях, чем больше возраст пожилого человека в момент облучения, тем больше вероятность того, что раковая опухоль не успеет развиться до окончания жизни. Вместе с тем выход опухолей на единицу дозы с возрастом увеличивается так же, как это наблюдается для спонтанного опухолеобразования.

Весьма вероятно, как было отмечено выше, что принятие беспороговой линейной концепции завышает реальный риск. Имеются доводы в пользу того, что частота эффектов на единицу дозы в области малых доз или при низкой мощности дозы меньше, чем это следует из линейной зависимости. Так, экспериментальные исследования показали, что при некоторых видах воздействия ионизирующего излучения выход опухолей при малых мощностях дозы в 2—3 раза ниже, чем это следует из линейной гипотезы [6]. Кроме того, некоторые специалисты высказывают мнение о существовании порога канцерогенного и мутагенного действий облучения [23, 24].

Как важный аргумент в пользу наличия порога используется наблюдавшееся в некоторых исследованиях возрастание латентного периода возникновения опухолей по мере снижения дозы облучения. Этот экспериментальный факт позволил предположить, что при малых дозах облучения (или воздействии химических канцерогенов) латентный период может быть «выведен» за пределы максимальной продолжительности жизни [25]. Однако такой аргумент вряд ли следует принимать в расчет при решении вопроса о пороге, поскольку латентный период возникновения опухоли подвержен значительным индивидуальным вариациям и при снижении дозы облучения увеличивается лишь время появления первой опухоли. Если в малой выборке животных при воздействии данной дозы не успели развиться опухоли, это не означает, что в большей выборке не найдется особей, которые «успеют» дать опухолевый рост. Таким образом, и данный подход не может служить доказательством наличия порога [13, 14, 26].

* Средний латентный период равен примерно 7—12 годам для лейкемии и 25 годам для остальных злокачественных новообразований [3].

Мнение об отсутствии риска от малых доз облучения, т. е. о наличии порога, аргументируется и другими соображениями, основанными на рассмотрении некоторых патогенетических процессов возникновения рака. Указывается, что на уровне клетки и в целостном организме имеются механизмы, направленные на репарацию молекулярных и клеточных повреждений, вызванных облучением, а также на элиминацию клеток, трансформированных в раковые. Отмечается, что вследствие этого вероятность размножения раковых клеток и их трансформации в опухоль начинает превышать частоту спонтанного рака только при дозах 1 Гр и выше, способных оказывать влияние на защитные иммунные механизмы [24]. К сожалению, данный подход, из которого следует, что дозы ниже 1 Гр не представляют канцерогенной опасности, нельзя признать убедительным, поскольку он не объясняет и не учитывает в должной мере стохастической природы опухолевых заболеваний и других (генетических) нарушений, в основе которых лежат мутационные процессы. Как известно, при дозах 1 Гр и более, способных влиять на иммунитет, не у всех облученных особей индуцируется рак. И, наоборот, совершенно очевидно, что спонтанный рак, от которого ныне гибнет столь большая часть людей и животных, не обязательно развивается лишь при подавленных облучением защитных механизмах. Если же дело заключается все-таки в том, что у всех раковых больных противоопухолевые защитные механизмы избирательно подавлены, то естественно предположить, что они подавлены не облучением (лишь для ничтожной их части, возможно, дозы облучения превышали 1 Зв), а какими-то другими факторами, присущими реальным условиям жизни. Если это так, то нельзя исключить на таком реальном фоне и канцерогенного эффекта малых доз облучения, поскольку способность даже самых малых доз вызывать мутации сомнений не вызывает.

Согласно современному представлению о природе канцерогенеза в основе ракового перерождения клетки лежит изменение основы ее наследственного аппарата — молекул ДНК, выражающееся в активации онкогена. Такую активацию могут вызвать физические факторы (ионизирующие и ультрафиолетовое излучения), химические (канцерогены), биологические (вирусы, гормоны); она спонтанно возникает и при обычной жизнедеятельности клетки, связанной со старением. Повреждения генома канцерогенными агентами вызывают репаративные процессы, ошибки которых, видимо, зачастую лежат и в основе спонтанного канцерогенеза. В живом нормально функционирующем организме постоянно протекают все эти процессы, обуславливающие повсеместно существующую так называемую спонтанную заболеваемость раком. В свете этого рак в известном смысле — закономерный итог функционирования ткани и накопления в наследственных структурах ошибок репараций [14].

Общая схема канцерогенеза (рис. 3.1) (см. [14]) иллюстрирует положение, согласно которому в основе канцерогенеза лежит вероятностный процесс — онкогенная трансформация клетки. Ионизирующие

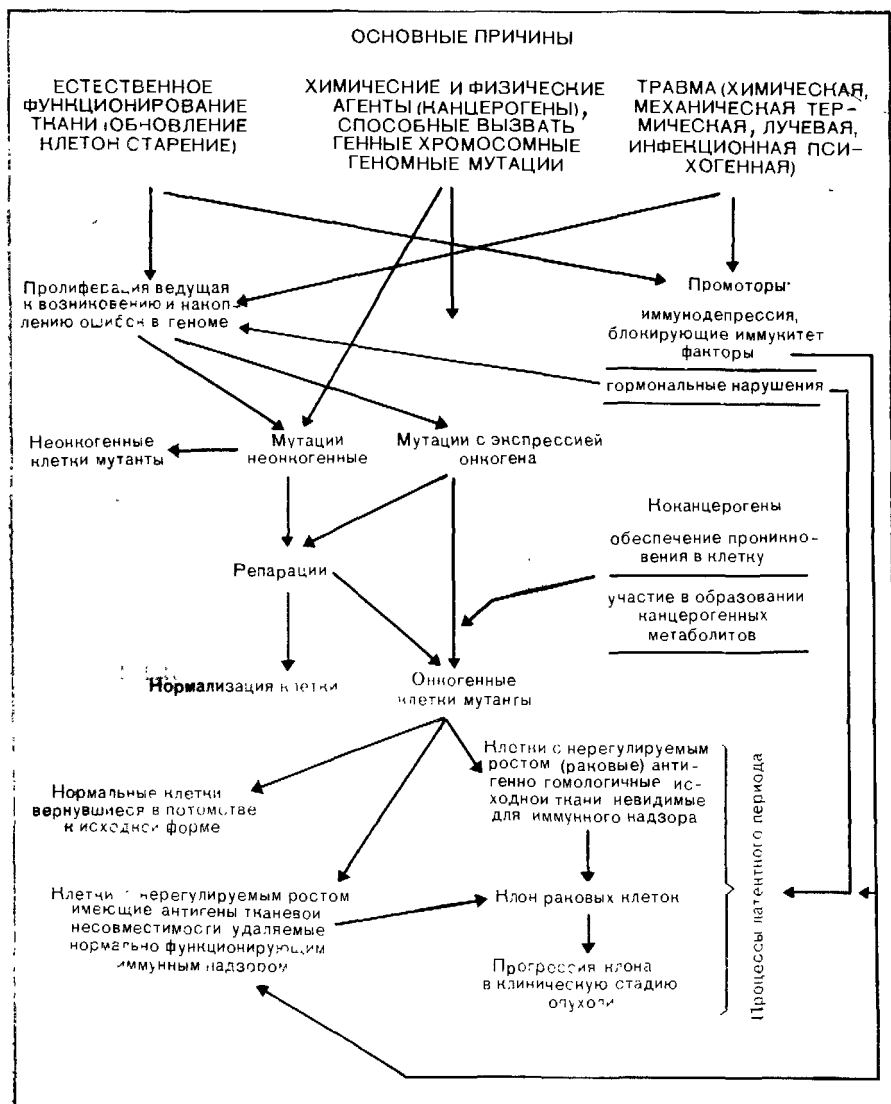


Рис. 3.1. Общая схема канцерогенеза и основные его причины (факторы риска) [27]

излучения являются лишь одним из многих канцерогенных факторов, воздействующих на человека в реальной жизни. Этот фактор ответствен лишь за несколько процентов заболеваемости раком [10, 25].

В свете такого подхода неправомерно говорить о пороговости радиационного канцерогенеза. В окружающей среде уже существует пул канцерогенных факторов, явно превышающих гипотетический порог, а любая доза лишь увеличивает в той или иной, пусть малой, не всегда даже уловимой, степени канцерогенный эффект влияния этого пула на популяцию [14].

Рис. 3.2 иллюстрирует подтвержденное многочисленными факторами положение, что мутагенные и канцерогенные эффекты воздействия физических и химических канцерогенов проявляются, как правило, при меньших дозах, чем общетоксические, системные эффекты [14]. Этот вывод вытекает как из многочисленных экспериментальных данных, так и из эпидемиологических наблюдений. В частности, показано, что в случаях загрязнения атмосферы выбросами электростанций на органическом топливе обнаруживается повышенная смертность от рака легких, в то время как общая смертность остается практически на одном уровне [28].

Таким образом, встречающиеся в специальной литературе доводы в пользу наличия порога канцерогенного действия при малых дозах облучения несостоятельны. Напротив, теоретические представления о механизмах мутагенного действия радиации и химических канцерогенов, а также этиопатогенезе развития большинства опухолей свидетельствуют в пользу беспороговой концепции. Эти представления — еще один серьезный довод в пользу целесообразности принятия в настоящее время концепции беспороговой линейной зависимости доза — эффект [14, 20, 27].

В последние годы некоторые специалисты указывают на наличие при облучении малыми дозами надлинейных эффектов, под которыми понимается более высокий выход поражений на единицу дозы, чем это вытекает из линейной концепции [15, 16]. Однако реальность существования подобных эффектов весьма сомнительна [17—19]. Она не подкрепляется теоретическими предпосылками; кроме того, предположение о наличии существенных надлинейных эффектов противоречит фундаментальным фактам реальной жизни (уровни смертности от рака у групп населения и персонала, подвергающихся повышенным дозам облучения, при этих эффектах были бы существенно выше наблюдающихся в действительности), а также данным многочисленных экспериментов. Последние свидетельствуют, скорее, о наличии линейно-квадратичной (для β - и γ -излучений) зависимости [3], а не линейной и тем более надлинейной. В случае α -излучения в ряде экспериментов и наблюдений обнаружена относительно высокая эффективность малых доз облучения, но эти данные также не могут свидетельствовать о надлинейной зависимости. Если эти наблюдения достоверны, логичнее допустить наличие более высокой относительной биологической эффективности малых доз α -излучения по сравнению с принятой ныне ($Q = 20$). Таким образом, при использовании понятия эквивалентной дозы пока нет оснований для отказа от линейной гипотезы, применение которой, очевидно, дает несколько завышенные оценки

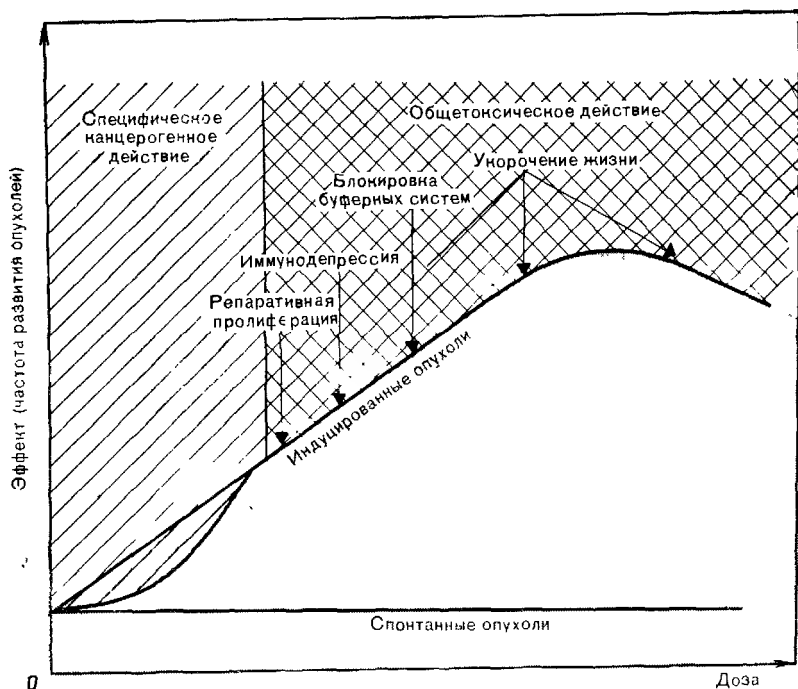


Рис. 3.2. Зависимость доза — эффект для возникновения онкогенных мутаций опухолевых заболеваний и системных (общетоксических) реакций под воздействием излучения и химических канцерогенов. (Дугообразной кривой показан возможный ход кривых зависимости в области малых доз, где реальные эффекты наблюдать не удается).

риска при действии малых доз γ - и β -излучений, однако в целом она позволяет прийти к достаточно корректным и осторожным оценкам [1, 3, 6] (см. также [10] в гл. 4).

Вместе с тем следует отдавать себе отчет в том, что при облучении малыми дозами небольших контингентов людей существующий риск появления эффектов ничтожен, а выявление таких эффектов на фоне спонтанной заболеваемости нереально. В биологии вероятность проявления эффекта менее 0,05 считается незначительной. Отсюда можно рассчитать коллективную дозу, при которой с вероятностью не менее 95% не возникнет ни одного дополнительного случая рака. Такую коллективную дозу при желании можно назвать условным порогом коллективной дозы. Это позволяет в указанном смысле говорить об условном пороге коллективной дозы, обязательно с указанием вероятности не проявления эффекта. Понятие условного порога для стохастических эффектов базируется на концепции недопустимости обнаруживаемого риска [11], подробнее рассматриваемой в гл. 4.

Заключение

Резюмируя изложенное, можно сделать следующее краткое заключение о современных представлениях относительно биологических эффектов ионизирующих излучений. Применительно к человеку различают вредные соматические и наследственные эффекты. Первые могут проявляться у облученных лиц, вторые — у их потомков в ряде последовательных поколений.

Соматические эффекты делят на стохастические и нестохастические. Стохастическими называют эффекты, для которых вероятность появления (а не их тяжесть) зависит от дозы. К соматико-стохастическим эффектам относят злокачественные новообразования, которые считают ответственными за основной соматический риск малых доз облучения.

К нестохастическим соматическим эффектам облучения причисляют патологические состояния, для которых тяжесть поражения зависит от дозы облучения и для появления которых существует порог. К таким эффектам облучения относятся катаракты, незлокачественные повреждения (лучевые ожоги) кожи, угнетение костно-мозгового кровообращения, повреждения половых клеток, приводящие к нарушению плодovitости, и др. Эти эффекты проявляются только в том случае, если превышаетя довольно высокая пороговая доза. Например, МКРЗ полагает, что нестохастические эффекты у персонала полностью исключены, если доза облучения за год не превышает 30 Зв для хрусталика и 50 Зв для всех других органов и тканей. Поэтому нестохастические эффекты не могут возникать как следствие облучения в диапазоне существующих допустимых пределов доз в профессиональной практике (см. гл. 4).

Генетические последствия отнесены к стохастическим эффектам действия низких доз облучения и также учитываются при оценке возможного ущерба в результате действия малых доз. Размер этого ущерба может составить примерно одну треть ущерба от канцерогенных эффектов облучения. Одна из разновидностей лучевых поражений — эмбриотоксические эффекты (повреждение плода) могут возникать при сравнительно малых дозах облучения, однако до настоящего времени количественно они изучены слабо.

Эффекты малых доз облучения рассчитывают на основе беспороговой линейной зависимости доза — эффект и коэффициентов этой зависимости, наиболее важные из которых приведены в табл. 3.3. Значения этих коэффициентов установлены на основе существующих данных о стохастическом воздействии больших доз ($> 0,5$ Зв). Уточнение этих данных в будущем может привести к некоторым изменениям параметров риска, принятых в настоящее время. Однако возможные уточнения вряд ли приведут к существенным переоценкам описанных выше эффектов малых доз облучения.

Глава 4

Основные принципы и нормы радиационной безопасности

Введение

Необходимость разработки и внедрения системы мер и стандартов радиационной защиты стала очевидной еще в начале века. В 1902—1906 гг. были предложены первые критерии для установления безопасных доз облучения. В 1925 г. Матчеллер рекомендовал в качестве допустимой величины десятую часть дозы, вызывающей эритему (покраснение) кожи за 30 сут. В 1928 г. на Втором международном конгрессе по радиологии была создана Международная комиссия по радиационной защите — МКРЗ. В том же году были опубликованы Рекомендации этой комиссии по вопросам радиационной защиты. В 1934 г. МКРЗ опубликовала первые официальные рекомендации для национальных комитетов, в которых в качестве толерантной (переносимой) была указана доза внешнего облучения 200 мР (~ 2 мГр) в сутки. В дальнейшем это значение было уменьшено в 2 раза, а термин «толерантная доза» заменен термином «предельно допустимая доза» (ПДД). По мере накопления данных и расширения масштабов использования ионизирующих излучений ПДД была снижена до 50 мР ($\sim 0,5$ мГр) в сутки. В 1958 г. была рекомендована действующая уже в течение 20 лет ПДД облучения за год, равная 0,05 Зв. В 1966 г. опубликованы Рекомендации МКРЗ (Публикация № 9), в которых определены принципы радиационной защиты, требования к ограничению доз и приведено обоснование нормативов. Наконец, в Публикации № 26, изданной в 1977 г., обобщен и проанализирован мировой опыт* по проблемам радиационной безопасности, сформулирован целый ряд новых положений в области критериев и принципов нормирования ионизирующих излучений.

В СССР в законодательном порядке введены в действие «Нормы радиационной безопасности НРБ-76», подготовленные Национальной комиссией по радиационной защите при Министерстве здравоохранения СССР (НМКРЗ). В этом документе с учетом отечественного опыта использованы основные Рекомендации МКРЗ в области нормирования.

Прежде чем перейти к изложению основных принципов и проблем радиационной защиты, следует подчеркнуть, что в период создания и становления атомной промышленности в СССР были развернуты науч-

* Обобщение и анализ мировых данных по источникам излучения и биологическому действию ионизирующей радиации регулярно осуществляются Научным комитетом по действию атомной радиации ООН (НКАДАР). Очередной доклад НКАДАР издан в 1982 г. [1].

ные исследования в области радиобиологии, радиоэкологии, радиационной гигиены и радиационной медицины. К этим работам были привлечены крупнейшие научные силы, организованы десятки исследовательских лабораторий. Уже в тот период, когда многие вопросы потенциальной опасности ионизирующих излучений не были изучены, действовали исключительно высокие требования по обеспечению радиационной безопасности лиц, подверженных профессиональному облучению, а также населения и окружающей среды. Все эти обстоятельства в конечном итоге сформировали у проектировщиков, производственников, администраторов и в службах радиационного контроля ответственное отношение к неуклонному соблюдению норм и стандартов радиационной безопасности.

Следует отметить, что в отношении соблюдения норм радиационной безопасности для персонала и населения, а также загрязнения окружающей среды радиоактивными веществами в области радиационной гигиены имеются несравненно большие успехи, чем в родственных ей гигиенических дисциплинах, ответственных за сохранение производственной и окружающей среды от загрязнения вредными химическими агентами, шумом, неионизирующими излучениями.

4.1. Основные критерии и принципы радиационной безопасности

Цель радиационной защиты по определению МКРЗ заключается в том, чтобы «обеспечить защиту от ионизирующего излучения отдельных лиц, их потомства и человечества в целом и в то же время создать соответствующие условия для необходимой практической деятельности человека, во время которой люди могут подвергаться воздействию ионизирующих излучений». В этом основополагающем определении не нашло отражения положение о защите других компонентов биосферы, в частности флоры и фауны. МКРЗ полагает, что уровень безопасности, необходимый для защиты человека, будет достаточным для защиты и других живых существ, хотя и необязательно отдельных их особей (см. [1] в гл. 3). Таким образом, в настоящее время в практике радиационной защиты принимается положение о том, что любые нормативы для человека и человеческой популяции одновременно гарантируют также их надежность для отдельных биоценозов и биосферы в целом. Другими словами, постулируется положение о примате гигиенического регламентирования ионизирующих излучений перед экологическим нормированием, поскольку «если человек достаточно защищен, то, вероятно, и другие живые существа также достаточно защищены» (см. [1] в гл. 3). На современном этапе наших знаний о биологическом действии ионизирующих излучений на отдельные компоненты биоценозов, а особенно на биоценозы в целом, можно согласиться с этим положением. Вместе с тем следует накапливать экспериментальный и натурный материал в области радиоэкологии для получения достаточного объема сведений по этой проблеме [2, 3], тем более, что при за-

признании окружающей среды дозы облучения многих биообъектов существенно превышают дозы, воздействию которых подвергается человек.

При нормировании радиационного фактора исходят из того, что основным эффектом малых доз облучения является рост вероятности образования злокачественных опухолей, а также генетических повреждений. При этом в основу нормирования положена концепция беспороговой линейной зависимости доза — эффект. В гл. 3 отмечено, что концепция беспороговости принята МКРЗ в условиях отсутствия прямых экспериментальных или эпидемиологических доказательств наличия эффектов малых доз и что во многих работах предпринимаются попытки решить проблему «порога» канцерогенного действия излучений. Однако нетрудно подсчитать, что в течение 30—50 лет жизни человека за счет техногенно-измененного фона (см. ниже) накапливаются дозы порядка 0,2 Зв, т. е. близкие к тем, которые способствуют развитию рака, что подтверждается прямыми экспериментальными данными (прежде всего по индуцированию рака при альфа-облучении легких). В этих условиях дискуссии о наличии или отсутствии порога носят в известном смысле схоластический характер, так как любое дополнительное облучение, даже самое малое, по существу лишь в той или иной мере влияет на накапливаемую каждым человеком дозу ($\sim 0,3$ Зв). Наличие риска от возможных эффектов облучения малыми дозами становится еще более очевидным, если приять во внимание как уже отмечалось, присутствие в окружающей среде химических канцерогенов и их способность суммировать свое действие с эффектами нонизирующего излучения (см. [11, 13, 14] в гл. 3).

Признание МКРЗ и другими авторитетными международными организациями линейной беспороговой концепции в качестве наиболее подходящей основы для регламентации облучения персонала и населения побудило эти организации, а также НКРЗ при Министерстве здравоохранения СССР наряду с установлением дозовых пределов, гарантирующих отсутствие пороговых реакций и дающих определенную степень безопасности для стохастических реакций, стимулировать максимально возможное снижение дополнительных дозовых нагрузок на персонал и население.

В Рекомендациях МКРЗ, посвященных регламентации дозовых нагрузок (см. [1] в гл. 3), основные принципы изложены следующим образом:

1) никакой вид использования ионизирующих излучений не должен вводиться в практику, если оно не приносит реальной, «чистой» пользы;

2) все дозы облучения должны поддерживаться на таких низких уровнях, какие только можно разумно достигнуть с учетом экономических и социальных факторов;

3) эквивалентная доза облучения отдельных лиц не должна превышать предела, рекомендуемого Комиссией для соответствующих условий.

Второй принцип в Публикациях международных организаций получил название ALARA (сокращение от английских слов As Low As Reasonably Achievable)

В качестве количественной основы реализации первых двух принципов регламентации радиационного облучения человека МКРЗ рекомендует использовать концепцию польза — вред. Согласно этой концепции принимаемые меры радиационной безопасности следует считать оптимальными, если они приводят к максимальному значению чистой пользы B от рассматриваемого производства. Она равна разнице между общей пользой V и суммой трех компонентов — основной приведенной стоимости производства P и приведенных стоимостей достижения выбранного уровня безопасности X и ущерба Y , обусловленного данным производством:

$$B = V - (P + X + Y). \quad (4.1)$$

Если максимальное значение B оказывается отрицательным, то данное производство не может быть признано обоснованным.

Для конкретного рассматриваемого производства Y и P можно считать постоянными величинами, не зависящими от X . В этом случае максимуму B соответствует минимум суммарной приведенной стоимости

$$Z = X + Y. \quad (4.2)$$

На рис. 4.1 показано поведение входящих в (4.2) величин как функций X . Должно быть очевидным, что при некотором $X = X_0$ величина Z имеет минимум.

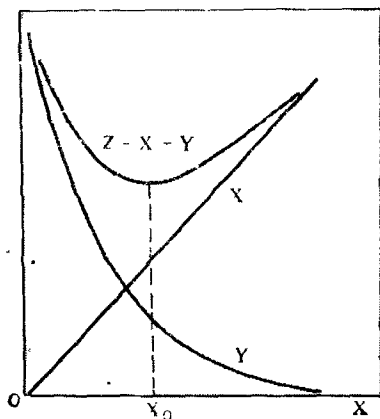
Как следствие принятой линейной зависимости доза — эффект для радиационного воздействия ущерб здоровью населения определяется ожидаемой эффективной коллективной дозой S_E^c [см. формулы (3.2) — (3.4)], и между стоимостью ущерба Y и этой дозой устанавливается прямая пропорциональная зависимость:

$$Y = \alpha S_E^c, \quad (4.3)$$

где α — экономический ущерб от дозы 1 чел·Зв.

Должно быть очевидным, что осуществление мер безопасности на основе только первых двух принципов не всегда обеспечивало бы достаточную защиту персонала и населения. В частности, такое положение может возникнуть, когда дозы облучения отдельных лиц относительно велики, а средние дозы малы или когда неодинаковы распределения пользы и ущерба в популяции. По этой причине введен третий принцип радиационной безопасности, устанавливающий пределы индивидуальной дозы облучения. Этот принцип направлен на предотвращение нестохастических эффектов и на ограничение возникновения стохастических эффектов до приемлемого уровня. Первая цель достигается установлением предела эквивалентной дозы облучения органов и тканей тела человека ниже порога появления нестохастических эффектов. При ограничении стохастических эффектов МКРЗ исходит из понятия

Рис. 4.1. Поведение приведенного ущерба Y и суммарной приведенной стоимости Z как функций приведенных расходов X на обеспечение радиационной безопасности



приемлемого индивидуального риска и принципа равного риска вне зависимости от того, облучается все тело человека равномерно или неравномерно. Выполнение этого принципа достигается установлением дозовых пределов для эффективной эквивалентной дозы H_E , а не эквивалентной дозы облучения отдельных органов или тканей.

Значения приемлемого риска для персонала радиационно-опасных производств и для отдельных лиц из населения устанавливаются согласно следующим положениям.

В случае профессионального облучения риск не должен превышать риска, характерного для производств с низкой степенью опасности работ. По современным оценкам средняя годовая смертность от профессиональных причин, включая несчастные случаи, на этих производствах не превышает 10^{-4} . Это значение и принимается МКРЗ за основу при установлении предельного уровня облучения персонала. Подобная оценка риска облучения считается вполне надежной, поскольку эффекты облучения, не приводящие к смертельному исходу, вообще не имеют места при дозах облучения, не превышающих нормативы, и, во всяком случае, они значительно менее часты, чем несмертельные ущербы для здоровья в других профессиях*.

Для ограниченной части населения, т. е. тех отдельных, наиболее облучаемых лиц из населения, которые не работают непосредственно с источниками излучения, но по условиям проживания или размещения рабочих мест могут подвергаться воздействию радионуклидов и других источников излучения, применяемых на предприятиях и (или) удаляемых в окружающую среду в виде отходов, МКРЗ считает, что риск должен быть меньшим или равным другим рискам, обычно имеющим место в повседневной жизни, но не более 0,1 риска, принятого для персонала. Следовательно, радиационный риск рассматривается в рамках других видов риска, реально существующих в повседневной жизни и обусловленных воздействием

* Подробному рассмотрению вопросов сравнения опасности различных отраслей промышленности с учетом всех компонентов вреда, включая несчастные случаи со смертельным исходом, болезни и т. д., посвящена специальная Публикация МКРЗ № 27 (1977) «Проблемы, связанные с разработкой показателя вреда» (см. [16] в гл. 3).

искусственной среды обитания человека. Пример такого риска — несчастные случаи при использовании транспорта. Основываясь на существующих оценках уровня подобных рисков, МКРЗ считает, что для населения в качестве приемлемого можно принять риск в диапазоне 10^{-6} — 10^{-5} в год.

Накопленный международными и национальными организациями опыт контроля за облучением персонала и населения, обусловленным радиационно-опасными производствами, свидетельствует о том, что средние годовые дозы облучения $\bar{H}$ персонала и ограниченной части населения не превышают 0,1 соответствующих индивидуальных максимальных годовых доз $H_{\text{макс}}$, при этом маловероятны случаи, когда индивидуальные максимальные дозы облучения поддерживаются в течение многих лет.

Исходя из этого, МКРЗ устанавливает предел годовой дозы $H_E^{\text{макс}}$, равный 50 и 5 мЗв соответственно для персонала и отдельных лиц из населения, и считает, что эти значения обеспечат непревышение приведенных выше допустимых средних уровней риска для персонала и ограниченной части населения*.

Действующие в СССР «Нормы радиационной безопасности НРБ-76» (см. [2] в гл. 3) также содержат в качестве основополагающих требования, подобные основным принципам МКРЗ:

- 1) не превышать установленного основного дозового предела;
- 2) исключить всякое необоснованное облучение;
- 3) снижать дозы облучения до возможно низкого уровня.

Основные принципы советского санитарного законодательства направлены на то, чтобы полностью оградить человека от влияния неблагоприятных факторов окружающей среды. Учитывая подобный подход и исходя из линейной беспороговой концепции канцерогенного действия ионизирующих излучений, следовало бы не допускать вообще какого-либо воздействия ионизирующего излучения на человека. Однако совершенно очевидно, что уже из-за наличия естественного радиационного фона сделать это невозможно. Практически невозможно и установить полный запрет на дополнительное облучение сверх естественного фона. Во-первых, сам естественный фон существенно флуктуирует (от 0,8 мЗв в год в одних регионах земного шара до 3 мЗв в год и более — в других). Во-вторых, человечество уже давно подвергается дополнительным воздействиям естественных радионуклидов за счет техногенно-измененного фона — использования минеральных удобрений, сжигания угля, пребывания в жилищах из строительных материалов минерального происхождения (подробнее см. § 4.3). Достаточно сказать, что лишь за счет пребывания в каменных жилых помещениях доза облучения всего тела по сравнению с дозой естественного радиационного фона увеличивается на 1/5, а доза облучения легких за счет

* В этом нетрудно убедиться, подсчитав средний риск по формуле (3.8) или (3.9) при выполнении соотношения $\bar{H}_E \lesssim 0,1 H_E^{\text{макс}}$.

^{22}Rn , выделяющегося из стен и его дочерних продуктов — ^{210}Po и ^{10}Pb , — достигает в среднем почти 0,01 Зв в год. В сравнительном аспекте значительному облучению подвергается население и за счет медицинских рентгено- и радиодиагностических процедур. В настоящее время средняя эффективная эквивалентная индивидуальная доза облучения населения в СССР, как и в ряде других промышленно развитых стран, приближается к 4 мЗв в год за счет медицинских диагностических процедур и других техногенных добавок к естественному фону. Таким образом, совершенно очевидны невозможность сведения облучения до нуля и необходимость установления допустимых пределов дозовых нагрузок, несмотря на то что такие дополнительные нагрузки (как и сам естественный радиационный фон), по-видимому, связаны с некоторой степенью риска появления случаев опухолевых заболеваний и генетических нарушений.

При установлении конкретных значений ПДД и пределов доз, принятых в НРБ-76, НКРЗ исходила также из необходимости соблюдения сформулированного МКРЗ принципа, согласно которому вся система ограничений в области защиты от воздействия ионизирующих излучений ставит своей целью полностью предупредить вредные нестохастические эффекты и не допустить обнаруживаемого проявления стохастических эффектов у любых контингентов облученных и их потомства.

Профилактика нестохастических эффектов обеспечивается регламентацией достаточно низкого предела годовой эквивалентной дозы. При этом предусматривается, что порог дозы, превышение которого может вызвать соответствующие эффекты, не будет достигнут в течение всего периода трудовой деятельности и после облучения в течение всей жизни. Указанному требованию отвечает само определение понятия предельно допустимой дозы.

4.2. Нормы радиационной безопасности

При установлении основных дозовых пределов НКРЗ выделяет следующие категории облучаемых лиц:

категория А — персонал;

категория Б — ограниченная часть населения (см. § 4.1);

категория В — население области, края, республики, страны.

Определение категории Б несколько отличается от определения, данного МКРЗ — «отдельные лица из населения»; в остальном позиции МКРЗ и НКРЗ здесь совпадают.

Для предотвращения нестохастических эффектов МКРЗ установила предел эквивалентной дозы. Он равен 0,15 и 0,5 Зв в год соответственно для хрусталика глаза и всех остальных органов [4]. Этот предел установлен независимо от того, облучаются ли ткани по отдельности или вместе с другими тканями. Для ограничения стохастических эффектов МКРЗ установила предел эффективной дозы H_E , рав-

ный 50 и 5 мЗв в год соответственно для персонала и отдельных лиц из населения (эти значения уже были приведены выше).

Национальная комиссия решила в НРБ-76 не применять понятие эффективной эквивалентной дозы и ввести пределы для каждого органа тела человека. Такое решение вызвано тем, что эффективная эквивалентная доза служит только для оценки стохастического риска смерти в результате неравномерного облучения тела человека. Однако дозовые пределы облучения большинства органов могут быть установлены, исходя из недопущения тех или иных соматических эффектов, не связанных с возникновением опухолей*, причем риск индукции рака остается достаточно низким.

При оценке последствий облучения все органы и ткани в порядке уменьшения их радиочувствительности объединены в три группы критических органов, для каждой из которых установлены соответствующие дозовые пределы. Подобный подход удобен с точки зрения организации контроля за соблюдением нормативов.

В табл. 4.1 приведены основные дозовые пределы в зависимости от группы критических органов для категории А (предельно допустимая доза за год, ПДД) и для категории Б (предел дозы за год, ПД).

Дозовые пределы, рекомендуемые МКРЗ и установленные НРБ-76, не включают дозу, получаемую пациентом при медицинском обследовании и лечении, и дозу, обусловленную естественным радиационным фоном.

Следует отметить, что в большинстве случаев неравномерного облучения тела человека дозовые ограничения по НРБ-76 оказываются более жесткими, чем те, которые следуют из рекомендаций МКРЗ**. Однако возможны, хотя и менее вероятны, случаи, в которых имеет место обратная ситуация: рекомендации МКРЗ приводят к более жестким ограничениям облучения отдельных органов по сравнению с НРБ-76. При облучении всего тела пределы доз по НРБ-76 и в рекомендациях МКРЗ совпадают.

Для каждой категории облучаемых лиц установлено три класса нормативов:

основные дозовые пределы (см. табл. 4.1);

допустимые уровни (ДУ);

контрольные уровни (КУ).

Допустимые уровни являются производными основных дозовых пределов и предназначены для практического использования при проектировании и планировании мероприятий в области радиационной безопасности и проведении радиационного контроля. В частности,

* Вопрос о включении понятия эффективной эквивалентной дозы в следующее издание «Норм радиационной безопасности» обсуждается специалистами.

** Например, при облучении легких $ПД_{НРБ-76} = 15 \text{ мЗв/год}$, $ПД_{МКРЗ} \approx 40 \text{ мЗв/год}$.

Таблица 41. Основные дозовые пределы внешнего и внутреннего облучения, мЗв/год (НРБ-76)

Группа критических органов	Предельно допустимая доза для категории А	Предел дозы для категории Б
I (Все тело, гонады, красный костный мозг)	50	5
II (Щитовидная железа, молочная железа, мышцы, печень, жировая ткань, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, поджелудочная железа, хрусталик глаза)	150	15
III (Кожный покров, костная ткань, кисти, предплечья, лодыжки и стопы)	300	30

для категории Б регламентированы следующие допустимые уровни: предел годового поступления (ПГП) радиоактивных веществ через органы дыхания и пищеварения, допустимые концентрации (ДК) радионуклидов в атмосферном воздухе и воде, допустимая мощность дозы, допустимая плотность потока. ДУ строго количественно взаимосвязаны с основными дозовыми пределами. При этом, ПГП любого радионуклида внутрь организма является производной величиной от соответствующего предела дозы.

Контроль за облучением ограниченной части населения, проживающего в зоне наблюдения, осуществляется измерением доз внешнего облучения и определением уровней поступления радионуклидов в организм с воздухом, пищей и водой путем радиометрического анализа соответствующих проб.

Следует обратить внимание, что в НРБ-76 в отличие от предыдущих общесоюзных регламентов в этой области облучение всего населения (категория В) не нормируется. По отношению к этой категории населения основной принцип радиационной защиты сводится к необходимости ограничить уровни возможного облучения, а контроль и регламентация облучения отнесены к компетенции Министерства здравоохранения СССР. Это новое положение, основанное на рекомендациях МКРЗ (Публикация № 26) (см. [1] в гл. 3), требует более подробного пояснения.

В предыдущих рекомендациях МКРЗ и в Нормах радиационной безопасности, действовавших в СССР до 1976 г., был установлен предел генетически значимой дозы (ГЗД) для всего населения (50 мЗв за 30 лет), при этом было оговорено распределение этой дозы по отдель-

ным категориям облучаемых лиц (категория А — 10 мЗв, Б — 5 мЗв, В — 20 мЗв, из них 5 мЗв от внешнего облучения и 15 мЗв за счет внутреннего облучения; часть ГЗД — 15 мЗв — была отнесена в резерв).

По мере накопления фактических данных по уровням и закономерностям облучения населения во многих странах, в том числе в СССР, с учетом перспектив развития ядерной энергетики стало совершенно очевидным, что установленный предел ГЗД намного превышает реально существующие уровни облучения искусственными радионуклидами. Отсюда возникло опасение, что сохранение этого предела может трактоваться как подтверждение приемлемости более высокого уровня облучения и более высокого риска по сравнению с действительно необходимым. МКРЗ пришла к заключению, что «предел дозы облучения всего населения ... должен рассматриваться только как общая доза, полученная при суммировании **минимально необходимых вкладов в дозу** (подчеркнуто нами) за счет различных видов деятельности человека, а не как **допустимая величина**, непосредственно предназначенная для распределения на части между соответствующими источниками облучения населения» (см. [1] в гл. 3).

Можно полагать, что весь комплекс принципов и ограничений, положенных в основу радиационной защиты, должен надежно обеспечить непревышение средней эффективной эквивалентности дозы облучения населения за счет загрязнения окружающей среды порядка нескольких сотен микрозивертов в год. Приведенные далее оценки подтверждают это заключение.

Представленные в табл. 4.1 нормативы, в частности предел эквивалентной дозы профессионального облучения, действуют в СССР в течение 20 лет. Отечественная практика и мировой опыт однозначно подтвердили их надежность для обеспечения радиационной безопасности персонала и населения, проживающего в районе расположения предприятий атомной промышленности и ядерной энергетики, а также для защиты окружающей среды.

Применительно к профессиональным работникам эта констатация основана на многолетнем опыте их диспансерного и, следовательно, поголовного наблюдения, клинического обследования и санитарно-демографических оценок состояния здоровья этого контингента людей. Итоги обширного комплекса эпидемиологических и санитарно-гигиенических работ, выполненных в СССР на большом статистическом материале, позволяют прийти к заключению об отсутствии каких-либо клинически значимых отклонений в состоянии здоровья персонала различных предприятий и учреждений, работающих в условиях соблюдения норм радиационной безопасности. Следует подчеркнуть, что индивидуальные дозы облучения персонала предприятий и объектов атомной промышленности и ядерной энергетики в СССР повсеместно ниже установленной предельно допустимой дозы. У персонала различных АЭС средняя годовая доза не превышает 10 мЗв, а на АЭС с реакторами типа ВВЭР-440 — 7,5 мЗв (см. [5, 7] в гл. 3).

Таблица 4.2. Пределы доз облучения для отдельных лиц из населения, обусловленные радиоактивными выбросами и сбросами АЭС (СП АЭС-79)

Вид отхода	Доля соответствующего ПД из НРБ-76, %	Предел дозы по группам критических органов, мЗв/год		
		I	II	III
Газоаэрозольные выбросы	4	0,2	0,60	1,2
Жидкие сбросы	1	0,05	0,15	0,3
Всего	5	0,25	0,75	1,5

Установленные в НРБ-76 контрольные уровни (КУ) предназначены для планирования мероприятий по радиационной защите и оперативного контроля за радиационной обстановкой. В соответствии с основными принципами радиационной безопасности, положенными НКРЗ и МКРЗ в основу нормирования, КУ рекомендуется устанавливать настолько низкими, насколько это достижимо на практике.

Наиболее ярким примером следования этим рекомендациям по установлению КУ являются «Санитарные правила проектирования и эксплуатации АЭС» (СП АЭС-79) [5]. Фактические выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду на современных АЭС и соответствующие им дозы облучения населения оказались во много раз ниже, чем допустимые уровни, установленные НРБ-76 (радиационное воздействие АЭС на население подробно рассмотрено в части 3). Поэтому санитарными правилами СП АЭС-79 введены новые ПД для населения, проживающего в окрестностях АЭС, которые ужесточены в 20 раз по сравнению с ПД в НРБ-76 (табл. 4.2).

Трудно найти примеры столь жесткого и успешного ограничения техногенных нагрузок на население для многих неядерных отраслей промышленности. В последних основные проблемы сводятся к усилиям не превышать существующие нормативы (предельно допустимые выбросы и предельно допустимые концентрации вредных веществ), причем во многих случаях и на протяжении многих лет эти усилия не всегда приводили к успеху.

4.3. Некоторые перспективы развития принципов регламентации облучения человека

При осуществлении различных мер радиационной безопасности (технических, организационных и т. п.) из трех принципов радиационной безопасности только один — непревышение основного дозового предела — нашел полное воплощение в жизнь. Другие два принципа, в частности принцип ALARA и его теоретическая основа — концепция польза — ущерб, пока не нашли широкого применения. Причин этого положения несколько. Одна из них заключается в недостаточной

обоснованности использования беспороговой линейной зависимости (БЛЗ) доза — эффект $R_{\text{БЛЗ}}(H)$ для оценки стохастических эффектов радиационного облучения человека.

Как уже отмечалось в гл. 3, БЛЗ является верхним пределом для истинной зависимости $R(H)$, т. е.*

$$R(H) \leq R_{\text{БЛЗ}}(H). \quad (4.4)$$

Соотношение (4.4) приводит к двум важным свойствам БЛЗ.

1. БЛЗ является надежной, или, другими словами, осторожной, основой нормирования радиационного облучения человека.

2. Использование БЛЗ в разного рода оценках ущерба, обусловленного радиационным воздействием, может привести к переоценке этого ущерба и соответственно неправильным выводам (в частности, при применении концепции польза—ущерб).

На эти два свойства обращается особое внимание в публикациях как МКРЗ (см. [1] в гл. 3, § 30), так и других организаций (см. также [1]).

Свойство 1 БЛЗ совместно с ее простотой, логической и математической строгостью служит одним из главных обоснований использования БЛЗ для нормирования радиационного облучения в документах МКРЗ и ряда других организаций. Однако свойство 2 БЛЗ рассматривается как серьезный ее недостаток. Оно оставляет открытым и актуальным вопрос об истинной зависимости $R(H)$ в области малых доз.

Другая причина, препятствующая широкому применению принципа ALARA и концепции польза—ущерб, обусловлена недостаточным строгим обоснованием и количественным определением величин, входящих в формулу (4.3) для расчета ущерба Y . В частности, не обосновано использование в этой формуле полной ожидаемой дозы S^c . В связи с этим часто вместо S^c используется неполная ожидаемая доза S_n^c [см. (3.5)] с $t_{\text{макс}} = 500$ или 10^4 лет также без серьезного обоснования (см., например, [1, 6, 7]).

По мнению авторов настоящей книги, экономический подход к оценке ущерба неизбежно требует, чтобы в определение Y входила дисконтированная ожидаемая доза [см. (3.6)]:

$$Y = \alpha S_{d,E}^c. \quad (4.5)$$

Замена в этой формуле $S_{d,E}^c$ на S^c или S_n^c была бы грубым нарушением экономического закона, требующего при суммировании разновременных затрат или ущербов обязательного учета функции дисконтирования [8, 9]. Эту же величину $S_{d,E}^c$ (а не S_n^c или S^c)

* Имеются некоторые указания на то, что для излучений с малой линейной передачей энергии, в частности для β - и γ -излучений, в области доз $H_E \ll 1 \text{ Зв}$ значения $R(H)$ намного меньше $R_{\text{БЛЗ}}(H)$ [1].

более правильно использовать также и в тех случаях, когда оценка ущерба производится в неэкономических показателях.

По данным разных публикаций значение α характеризуется очень большим разбросом:

$$\alpha = 10^3 \div 10^5 \text{ долл./чел.-Зв; или } 750 \div 7,5 \cdot 10^4 \text{ руб./чел.-Зв.} \quad (4.6)$$

Выполненные недавно работы [8, 9] позволяют понять причины большого расхождения в оценках величины α разными авторами и позволяют рассчитывать на возможность устранения противоречий в ее определении.

Нижняя граница значения α в формуле (4.6) соответствует «хозяйственной» компоненте α (α_x), которая отражает лишь ущерб в результате потери человека как производителя общественно полезного продукта. Кроме α_x в α должна входить еще и так называемая «субъективная» компонента α (α_c), отражающая готовность человека идти на некоторый небольшой дополнительный риск за дополнительные материальные блага. Эта компонента примерно на порядок больше, чем α_x . Согласно предварительной оценке [9] более правдоподобное значение α лежит где-то около $2 \cdot 10^4$ руб./чел.-Зв (оно определяется в основном значением α_c).

Человек подвергается облучению от разных источников. Это и естественный радиационный фон, и целый ряд техногенных добавок (см. § 4.4). Все эти источники не могут рассматриваться одинаково как с точки зрения нормирования их воздействия, так и с точки зрения принятия соответствующих мер радиационной защиты. Как уже отмечалось, в нормах радиационной безопасности, принятых МКРЗ и НКРЗ, не учитываются дозы облучения человека, обусловленные естественным фоном и медицинскими процедурами. Проблема нормирования воздействия этих двух источников уже поставлена [1]. Однако в основу их нормирования, по-видимому, должны быть положены несколько иные принципы по сравнению с принципами радиационной безопасности НРБ-76. Разработка этих принципов — одна из актуальных задач радиационной гигиены.

Из сказанного выше следует, что, как правило, оценивается и нормируется только один или несколько источников ионизирующего излучения при действии других источников, рассматриваемых как фон. Пусть ΔH — доза облучения человека за счет некоторого рассматриваемого источника, а ΔR — обусловленный им риск. Нетрудно показать, что при выполнении соотношения (4.4) для дозы H от всех источников и для полного риска R аналогичное соотношение между ΔR и $\Delta R_{\text{БЛЗ}}$ ($\Delta R \leq \Delta R_{\text{БЛЗ}}$) уже несправедливо.

В работе [10] проведен математический анализ применимости БЛЗ к оценке дополнительного риска ΔR от некоторого дополнительного воздействия ΔH . Этот анализ показал, что можно рассчитывать на правильное описание в среднем риска ΔR как функции ΔH на основе БЛЗ доза—эффект. Такой результат может получиться при статистическом усреднении эффекта ΔR по достаточно большому коллек-

тиву людей, условия фонового облучения которых, как правило, характеризуются значительным стохастическим разбросом. Это дает некоторые основания для постановки вопроса о пересмотре свойства 2 [см. выше текст после формулы (4.4)] применимости БИЗ к оценке ущерба от радиационного воздействия.

Согласно рекомендациям МКРЗ допустимые дозовые пределы на H_E для отдельных лиц из населения установлены на основании значения приемлемого риска. При этом используется дополнительное условие для соотношения между максимальными $H_E^{\text{макс}}$ и средними $\bar{H}_E$ дозами облучения ограниченной группы населения (см. § 4.1). Это соотношение не носит универсального характера, что может в будущем привести к необходимости пересмотра некоторых рекомендаций МКРЗ относительно допустимых дозовых пределов.

Другой подход к установлению допустимых пределов доз предлагается советскими учеными, разработавшими **концепцию недопустимости реально обнаружимого риска** [11] (см. также [9] в гл. 3). Согласно этой концепции допустимую среднюю индивидуальную дозу облучения определяют с учетом численности облучаемого контингента и флуктуации естественного уровня смертности за счет спонтанных злокачественных опухолей. Концепция учитывает вероятностный характер проявления эффектов малых доз, вследствие чего норматив регламентирует эффекты не у отдельного человека, а у данного контингента населения или персонала, при этом чем больше контингент, тем меньше допустимая средняя индивидуальная доза. Последняя устанавливается таким образом, чтобы риск, определяемый по известной зависимости доза—эффект, был бы для данного контингента нереален (менее одного случая) или на протяжении жизни данного поколения статистически не обнаруживался. Использование такого подхода находится в соответствии с традиционными принципами отечественного гигиенического нормирования (гигиенические нормативы в стране устанавливаются так, чтобы нормируемый агент не вызывал каких-либо отклонений в здоровье людей, которые могут быть обнаружены современными методами исследования). По существу концепция обнаружимого риска подразумевает наличие условного порога коллективной дозы, при этом в случае немногочисленных контингентов предполагается ограничивать допустимый предел индивидуальной дозы, исходя из необходимости предупреждения любых нестохастических эффектов облучения. Такой предельно допустимой дозой для профессионалов согласно данным многолетних наблюдений является годовая доза до 50 мЗв, а для населения, более гетерогенного по своему составу и включающего детей, беременных женщин, больных и т. д., — 5 мЗв (см. [9, 11] в гл. 3). Данный подход не нашел прямого отражения в законодательстве. Вместе с тем он представляется заслуживающим внимания при дальнейшем развитии системы регламентации воздействия на человека как радиоактивного излучения, так и химических канцерогенов.

В действующих в нашей стране НРБ-76 в качестве ПДД принимается наибольшее значение индивидуальной дозы за год, которое при равномерном воздействии в течение 50 лет не вызовет в состоянии здоровья персонала неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами. Следует отметить, что подобное определение ПДД не противоречит беспороговой линейной концепции, если стоять на изложенных выше позициях концепции о недопустимости реально обнаружимого риска. При определенных значениях доз (см. § 4.2) коллективные дозы, формируемые у ограниченных контингентов персонала и населения, настолько низки, что связанный с ними риск не может быть обнаружен современными методами эпидемиологических или иных исследований на фоне спонтанной заболеваемости.

4.4. Уровни облучения населения СССР за счет различных источников ионизирующих излучений

Как отмечалось выше, радиоактивное загрязнение окружающей среды в результате работы предприятий ЯТЦ не является единственным источником радиационного воздействия на человека. Более того, как это следует из данных, приведенных в части 3, ЯТЦ не только не единственный, но и далеко не самый главный источник облучения человека.

Для проведения различного рода сравнительных оценок ущерба от всех видов радиационного воздействия необходимо иметь количественную информацию об уровнях облучения населения за счет источников ионизирующих излучений, не связанных с работой предприятий ЯТЦ. К этим источникам и видам облучения относятся:

- естественный радиационный фон;
- техногенный радиационный фон от естественных радионуклидов;
- глобальные радиоактивные выпадения от испытательных ядерных взрывов;
- облучение пациентов за счет рентгено- и радиодиагностики.

В СССР имеются лишь единичные публикации, содержащие обобщенные данные по дозам облучения населения [12] (см. [8] в гл. 3). Ниже приведены результаты наиболее поздних работ и обобщений, проведенных в Институте биофизики Минздрава СССР.

Естественный радиационный фон. Источниками внешнего облучения являются космическое излучение и естественные радионуклиды (ЕРН) — γ -излучатели, содержащиеся в горных породах и почве. Источники внутреннего облучения — ^{40}K и радионуклиды семейств урана и тория, которые находятся в организме в равновесных концентрациях в результате поступления с пищевым рационом, питьевой водой и атмосферным воздухом. Основная масса населения СССР проживает на равнинных территориях, где средняя доза облучения за счет космического излучения составляет около 0,3 мЗв в год. Облучение населения за счет ЕРН, находящихся в почве и горных поро-

дах, зависит от таких факторов, как характер жилища, время пребывания людей на открытой местности и др. Для населения СССР средневзвешенная доза облучения за счет γ -излучения почвы и воздуха составляет примерно 0,32 мЗв в год. Внутреннее облучение ЕРН формирует эффективную дозу в среднем около 0,37 мЗв в год.

Следует подчеркнуть, что годовая доза естественного радиационного фона, усредненная по большим контингентам населения, достаточно близка в различных районах Земли, за исключением районов так называемого повышенного естественного радиационного фона (см. [3, 8] в гл. 3).

Техногенный радиационный фон от естественных радионуклидов формируется в основном за счет применения строительных материалов минерального происхождения (в домостроении), а также минеральных удобрений, содержащих повышенные количества ЕРН уранового и ториевого рядов. Наряду с этим к техногенному фону отнесены воздействия естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{228}Ra , ^{232}Th , ^{210}Po , ^{210}Pb , ^{40}K), содержащихся в выбросах тепловых электростанций в результате сжигания ископаемого топлива, в частности угля [13], а также в светосоставах постоянного действия некоторых приборов, часов и т. п.

Основной вклад в облучение за счет техногенного радиационного фона обусловлен строительными материалами. Пребывание в помещениях приводит к дополнительному внешнему и внутреннему облучению. Мощность дозы γ -излучения в кирпичных и бетонных зданиях, в исходном материале которых содержатся кларковые количества ЕРН, составляет 0,05—0,07 мкГр/ч, в деревянных—0,06 мкГр/ч. Чем толще ограждающие конструкции (стены) помещений, тем сильнее они защищают от внешнего облучения компонентами естественного фона, содержащимися в почве и атмосферном воздухе, но одновременно тем большую дозу внешнего облучения создают внутри помещений за счет ЕРН, содержащихся в стройматериалах. В результате доза внешнего облучения, обусловленная ЕРН на открытой местности, если содержание ЕРН в стройматериалах не отличается резко от кларкового, за счет геометрии облучения меньше примерно на $\frac{1}{3}$ — $\frac{1}{5}$ дозы внешнего облучения человека, проводящего заметную часть времени в каменных помещениях.

При использовании для стройматериалов сырья, содержащего повышенные количества ЕРН, мощность дозы γ -излучения и от поступления ^{222}Rn и ^{228}Th в органы дыхания за счет их эмансипирования из стройконструкций в объем помещения увеличивается во много раз. В среднем по стране с учетом соотношения городского и сельского населения СССР [14, 15] формируется эффективная доза облучения около 1,05 мЗв, притом в легких — в результате вдыхания ^{222}Rn и ^{228}Th и продуктов их распада, прежде всего ^{210}Pb и ^{210}Po , эта доза составит примерно 7 мЗв.

Расчеты уровней облучения за счет использования минеральных (фосфорных) удобрений в сельском хозяйстве представляют определен-

ные трудности. По оценкам Института биофизики для населения СССР с учетом ряда допущений средневзвешенная эффективная годовая доза облучения всего тела составляет примерно 7,5 мкЗв и доза облучения гонад — около 3,5 мкЗв.

Годовая эффективная доза облучения за счет выбросов ТЭС в 1975 г. оценена равной 2 мкЗв (подробнее см. часть 6).

Глобальные радиоактивные выпадения, обусловленные испытательными взрывами ядерного оружия, формируют эффективную дозу за счет внутренних (^{90}Sr , ^{137}Cs) и внешних (в основном ^{137}Cs) источников облучения, составляющих примерно 20—25 мкЗв в год (1975 и 1976 гг.).

Облучение в медицинских целях. В СССР в среднем на одного человека в год приходится одна рентгенодиагностическая процедура (рентгенография — 0,44, рентгеноскопия — 0,19, флюорография — 0,37). В 1981—1982 гг. средняя эффективная эквивалентная доза облучения всего тела за счет этих процедур с учетом рассеянного излучения составляла около 1,5 мЗв в год. По данным Института биофизики Министерства здравоохранения СССР средние индивидуальные годовые дозы облучения красного костного мозга и желудочно-кишечного тракта составили соответственно 1,7 и 1,4 мЗв, а доза облучения гонад — 0,35 мЗв.

Применение радиофармацевтических препаратов в СССР обуславливает существенно меньшие средние дозы облучения (менее 10 мкЗв в год), за исключением препаратов на базе ^{131}I , формирующих среднюю по стране индивидуальную годовую дозу облучения щитовидной железы около 1,0 мЗв (вместе с рентгенодиагностикой — в среднем 2,6 мЗв), а в крупных городах (Москве, Ленинграде) — до 8,0—9,0 мЗв.

В табл. 4.3 представлена сводка данных, характеризующих средние индивидуальные дозы облучения населения СССР в 1980 и 1981 гг. в результате воздействия естественного и техногенно-повышенного радиационного фона, глобальных радиоактивных выпадений и рентгенодиагностических процедур. Для сопоставления приведены расчеты дозовых нагрузок для всего населения страны, обусловленных выбросами и сбросами АЭС в 1980 г. Годовые дозы даны для различных органов и тканей и всего тела; при расчете эффективной эквивалентной дозы учтен вклад внутреннего облучения с помощью взвешивающего фактора (w_m), характеризующего отношение риска облучения данного органа к риску при равномерном облучении всего тела.

Из данных табл. 4.3 следует, что для населения СССР средняя индивидуальная эффективная доза облучения за счет всех источников излучения достигает $\sim 3,5$ мЗв в год: за счет рентгенодиагностики — 1,4 мЗв, усиленного радиационного фона (преимущественно из-за наличия ЕРН в строительных материалах) — 1,05 мЗв (в основном за счет внутреннего облучения легких) и естественного радиационного фона с учетом экранирования зданиями и режимами пове-

Таблица 4.3. Средние индивидуальные дозы облучения населения СССР в

Источник облучения	Вид облучения	Эффективная эквивалентная доза
Природные источники	Внешнее	620
	Внутреннее	380
	Всего	1000
Техногенно-измененный радиационный фон: стройматериалы	Внешнее****	1
	Внутреннее	950
	Всего	1050
удобрения	Внешнее	$3,5 \cdot 10^{-2}$
	Внутреннее	$10,1 \cdot 10^{-2}$
	Всего	$13,6 \cdot 10^{-2}$
угольные электростанции суммарной мощностью 76 ГВт(эл.)	Внешнее	$5,0 \cdot 10^{-2}$
	Внутреннее	1,9
	Всего	2,0
Рентгенодиагностика	Внешнее	1400
Глобальные радиоактивные выпадения**	Внешнее	10
	Внутреннее	13
	Всего	23
АЭС* суммарной мощностью 12 ГВт(эл.)	Внешнее	$9 \cdot 10^{-2}$
	Внутреннее	$8 \cdot 10^{-2}$
	Всего	$17 \cdot 10^{-2}$
Остальные	Всего	1,6
Сумма воздействий		3500

* Включая диагностические процедуры с применением радионуклидов.

** Радиоактивные продукты ядерных взрывов.

*** Доза облучения молочной железы равна примерно половине указанного значения.

**** Дополнительное облучение в зданиях по отношению к облучению на открытой местности.

1980 и 1981 гг., мкЗв в год

Доза облучения органов и тканей					
Красный костный мозг	Эндостальные клетки	Легкие	Щитовидная железа	Желудочно-кишечный тракт	Гонады
620	620	620	620	620	620
290	1240	420	310	310	310
910	1860	1040	930	930	930
100	100	100	100	100	100
70	70	7500	50	50	50
170	170	7600	150	150	150
$2,8 \cdot 10^{-2}$	$2,8 \cdot 10^{-2}$	$2,8 \cdot 10^{-2}$	$2,8 \cdot 10^{-2}$	$2,8 \cdot 10^{-2}$	$2,8 \cdot 10^{-2}$
$11,2 \cdot 10^{-2}$	$82,7 \cdot 10^{-2}$	$18,0 \cdot 10^{-2}$	$5,7 \cdot 10^{-2}$	$5,7 \cdot 10^{-2}$	$5,7 \cdot 10^{-2}$
$14,0 \cdot 10^{-2}$	$85,5 \cdot 10^{-2}$	$20,8 \cdot 10^{-2}$	$8,5 \cdot 10^{-2}$	$8,5 \cdot 10^{-2}$	$8,5 \cdot 10^{-2}$
$5,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$
0,7	2,9	11	0,5	0,5	0,5
0,75	3,0	11	0,55	0,55	0,55
1600	1600	3400***	2400*	1300	350
10	10	10	10	10	10
30	130	5,6	5,6	5,6	5,6
40	140	15,6	15,6	15,6	15,6
$9 \cdot 10^{-2}$	$9 \cdot 10^{-2}$	$9 \cdot 10^{-2}$	$9 \cdot 10^{-2}$	$9 \cdot 10^{-2}$	$9 \cdot 10^{-2}$
$20 \cdot 10^{-2}$	$3 \cdot 10^{-2}$	$6 \cdot 10^{-2}$	$2 \cdot 10^{-2}$	$2 \cdot 10^{-2}$	$4 \cdot 10^{-2}$
$29 \cdot 10^{-2}$	$12 \cdot 10^{-2}$	$15 \cdot 10^{-2}$	$11 \cdot 10^{-2}$	$11 \cdot 10^{-2}$	$13 \cdot 10^{-2}$
2,5	5,1	1,2	1,3	1,1	1,1
2720	3780	12 070	3500	2400	1450

Таблица 4.4. Теоретически ожидаемая частота злокачественных опухолей у населения СССР в результате облучения на уровне 1980 и 1981 гг. различ

Вид заболевания	Естественный фон	Источники	
		Стройматериалы	Минеральные удобрения
Лейкемия	1,8	1,1	$0,28 \cdot 10^{-2}$
Рак щитовидной железы	0,5	0,25	$0,43 \cdot 10^{-4}$
Опухоли костной ткани	0,9	0,3	$0,43 \cdot 10^{-3}$
Опухоли легких	2,0	15,0	$0,42 \cdot 10^{-3}$
Все злокачественные опухоли	12,5	17,0	$1,4 \cdot 10^{-3}$
Наследственные дефекты	3,6	2,0	$3,4 \cdot 10^{-4}$

Примечание. Наблюдаемый в СССР в последние годы уровень смертности от зло-

дения — 1,0 мЗв. Облучение населения за счет глобальных радиоактивных выпадений составляет 2% облучения, формируемого естественным радиационным фоном.

Как известно, в рамках принятых регламентаций в области ионизирующих излучений облучение в медицинских диагностических целях не нормируется (см. [1, 2] в гл. 3), поскольку этот вид облучения преднамеренно используется прежде всего в интересах самих пациентов и общества в целом. Вместе с этим показателем следующий пример. Если снизить эффективную дозу за счет рентгенодиагностики всего на 10%, что вполне достижимо, то эта акция полностью нивелирует прирост облучения за счет ядерной энергетики мира с учетом перспектив ее развития в ближайшем будущем (см. [3] в гл. 3).

Как видно из табл. 4.3, эксплуатация АЭС (1980 г.) обуславливает крайне низкие индивидуальные дозы облучения населения СССР, значения которых (менее 0,1 мкЗв в год) значительно меньше флуктуаций природного фона ионизирующих излучений.

Представленные в табл. 3.3 и 4.3 данные позволяют сделать расчетные оценки теоретических ожидаемых стохастических эффектов среди населения в результате парциального и суммарного облучений на популяционном уровне от указанных выше источников излучения (табл. 4.4). Анализ полученных оценок показывает, что суммарно за счет всех видов облучения в эти годы, включая и естественный радиационный фон, можно ожидать около 13 000 случаев смерти в год среди всего населения СССР от злокачественных опухолей, индуцированных ионизирующими излучениями, а также немногим более 2000 наследственных дефектов в первых двух поколениях его потомков. В последующих поколениях можно ожидать дополнительное количество нарушений, относительно которого нет достаточно уверенных оценок. Однако можно полагать, что все они в сумме не превысят значений, приведенных для двух первых поколений [16] (см. также [3] в гл. 3).

с летальным исходом и наследственных нарушений в первых двух поколениях
ными источниками излучения (число случаев в год на 10^6 чел.)

техногенного фона		Диагности- ческое облучение	Глобальные выпадения	Эксплуатация АЭС на уровне 1980—1981 гг.
Угольная ТЭС	Прочие			
$1,44 \cdot 10^{-3}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	3,4	$8,2 \cdot 10^{-2}$	$6 \cdot 10^{-4}$
$0,22 \cdot 10^{-3}$	$6,5 \cdot 10^{-4}$	1,3	$7,8 \cdot 10^{-3}$	$6 \cdot 10^{-4}$
$1,4 \cdot 10^{-3}$	$2,6 \cdot 10^{-3}$	0,8	$7,1 \cdot 10^{-2}$	$6 \cdot 10^{-5}$
$2,3 \cdot 10^{-2}$	$2,4 \cdot 10^{-3}$	7,2	$3,1 \cdot 10^{-2}$	$3 \cdot 10^{-4}$
$1,9 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$	19	$2,4 \cdot 10^{-1}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$
$2,2 \cdot 10^{-3}$	$4,4 \cdot 10^{-3}$	1,4	$6,1 \cdot 10^{-2}$	$5 \cdot 10^{-4}$

качественных опухолей — около 1300 случаев в год на 10^6 чел.

Из табл. 4.4 следует, что на 1 млн человек населения техногенный радиационный фон может быть причиной 17 случаев смерти в год от злокачественных опухолей, рентгенодиагностика — 19 случаев (при этом ведущим фактором летальных исходов служат злокачественные опухоли легких). В расчете на все население СССР ожидаемое суммарное число случаев смертельных исходов от злокачественных опухолей в результате воздействия на население суммы радиационных факторов (без производственного облучения) составит около 13 000 в год (против примерно 300 000 случаев смерти от сиюптанного рака) (см. [17] в гл. 3), за счет техногенного радиационного фона и применения в медицине источников излучения для диагностических целей — соответственно около 4500 и 5300 случаев в год*.

* При интерпретации радиационных последствий такого использования источников излучения следует помнить, что реальная польза для общества в целом заключается в ранней диагностике невыявленной патологии и, в частности, злокачественных опухолей. Соотношение пользы и вреда этого вида облучения для населения можно проиллюстрировать следующим конкретным примером. В 1969 г. в Японии была осуществлена медицинская программа, направленная на выявление опухолей желудка у населения с помощью массовых флюороскопических исследований (в настоящее время нет другого метода массовой диагностики опухолей). Этому виду диагностического облучения было подвергнуто 2,2 млн. чел. В итоге было выявлено 2423 случая ранее не диагностированного рака желудка. По оценкам врачей своевременное оперативное вмешательство с целью удаления опухоли позволило более чем на 5 лет продлить жизнь 1042 чел. Вместе с тем расчеты показали, что в результате этой массовой акции обследованная популяция получила такое облучение, которое согласно беспороговой линейной гипотезе приведет к индуцированию 30 случаев лейкемии и 15 случаев рака брюшной полости в течение 25 лет. Однако сопоставление этого ущерба с пользой, которая при этом получена, показывает очевидный положительный итог для общества в целом от выполнения данной программы. Очевидно, применяемые и вновь вводимые в стране методы рентгенодиагностики должны проходить аналогичную проверку по критерию польза—вред.

На основе анализа вклада радиационного фактора в наблюдающуюся смертность от спонтанных злокачественных новообразований можно составить примерное представление о роли радиационного фактора в онкологической патологии человека при двух важных допущениях: 1) справедлива линейная беспороговая гипотеза (она, как было отмечено, по-видимому, несколько завышает риск от малых доз облучения); 2) отсутствует потенцирование (усиление) действия излучения вследствие химического загрязнения окружающей среды (в действительности, по-видимому, имеет место некоторое усиление) (см. [26] в гл. 3).

С учетом указанных допущений можно заключить, что приведенные выше оценки достаточно правильно отражают действительную роль существующего радиационного фона в онкологической патологии и позволяют далее более полно и всесторонне понять роль облучения среди нерадиационных факторов, сопутствующих получению энергии (см. гл. 12—14), с точки зрения их вредности для здоровья.

Из приведенных в табл. 4.3 данных о дозах облучения населения следует, что вклад в популяционную дозу за счет действующих ныне в стране АЭС ничтожен и на онкологическую заболеваемость населения существующие выбросы АЭС практически никакого влияния не оказывают.

3

Часть

Обеспечение радиационной защиты населения при работе предприятий ядерного топливного цикла

Основная стадия ЯТЦ — производство энергии на АЭС — значительно выделяется во всем цикле с точки зрения проблем обеспечения радиационной безопасности населения. Рассмотрению этих проблем для АЭС при нормальном режиме работы и в аварийных ситуациях посвящены гл. 5 и 6. Основное внимание уделено АЭС с водоохлаждаемыми реакторами на тепловых нейтронах (ВВЭР, РБМК и для сравнения PWR, BWR) в соответствии с их ролью в ядерной энергетике в настоящее время и в ближайшие два-три десятилетия. Радиационная безопасность населения, связанная с транспортированием, переработкой, хранением и удалением радиоактивных отходов, рассмотрена в части 4 вместе с соответствующими техническими вопросами. Остальным стадиям цикла посвящена гл. 7. В ней же обобщены все данные по дозам облучения населения, обусловленным ЯТЦ в целом.

Глава 5

Радиационная безопасность атомных станций в нормальном режиме работы

5.1. Радиоактивные вещества, образующиеся при работе АЭС

В работающем реакторе АЭС радиоактивные вещества образуются в процессе деления ядер ^{233}U , ^{235}U или ^{239}Pu и активации нейтронами различных материалов, присутствующих в активной зоне реактора (конструкционные материалы, топливо, примеси теплоносителя, замедлителя, топлива и т. п.). Активность этих веществ обусловлена в основном короткоживущими радионуклидами. Они влияют на формирование радиационной обстановки внутри здания АЭС (например, ^{16}N с $T_{1/2} = 7,4$ с), но из-за быстрого распада не представляют опасности при возможном выходе в окружающую среду. К радиоактивному загрязнению среды может привести только выход радионуклидов, период полураспада которых больше нескольких минут или даже

нескольких часов — в зависимости от физико-химических свойств и особенностей поведения в биосфере*.

Радионуклиды, которые могут оказывать значимое воздействие на биосферу при работе АЭС или других предприятий ЯТЦ, принято называть *биологически значимыми радионуклидами*. В настоящей главе рассматриваются только те из них, воздействие которых существенно при нормальном режиме работы АЭС. В этом режиме осуществляется значительная временная задержка радионуклидов перед их выбросом в окружающую среду (см. ниже), в результате чего короткоживущие биологически значимые радионуклиды в основном распадаются прежде, чем попадают в биосферу. В аварийных условиях эта задержка может быть значительно меньшей или совсем отсутствовать.

Продукты деления. Вследствие статистической природы деления тяжелых ядер в этом процессе образуется много различных нуклидов. Большая часть продуктов деления, так же как и их дочерних продуктов, радиоактивна (почти исключительно β - и γ -активна). Их периоды полураспада находятся в широких пределах — от чрезвычайно малых (доли секунд) до очень больших значений (десятки лет и более) [1].

Все продукты деления образуются внутри таблеток ядерного топлива и в основном остаются там. Небольшая часть продуктов деления вследствие диффузии попадает в пространство между таблетками топлива и оболочкой твэла. Выход через герметичную оболочку твэла в охлаждающую воду возможен также только за счет процесса диффузии. Этот выход мал для всех нуклидов, кроме трития. Последний же химически связывается цирконием**, входящим в состав материала оболочки; в результате выход трития через оболочку не превышает 1%.

На практике некоторые твэлы в активной зоне могут иметь те или иные дефекты оболочки, возникающие в процессе работы реактора, — микротрещины, через которые диффундируют газообразные продукты деления, или большие трещины, через которые возможен прямой контакт воды с топливом, в результате чего в воду может попасть также некоторое количество нелетучих продуктов деления или даже топлива. В реакторах типов ВВЭР и РБМК, а также зарубежных PWR и BWR допускается число газонеплотных вэлов (с микротрещинами) не свыше 1%, а с крупными дефектами — 0,1%. Фактические показатели дефектности твэлов на действующих АЭС, как правило, во много раз меньше этих предельно допустимых значений [2—5, 8].

* Короткоживущий нуклид может представлять опасность для окружающей среды, если он — продукт распада долгоживущего нуклида.

** На действующих АЭС с водоохлаждаемыми реакторами в качестве конструкционного материала твэлов, как правило, используют сплавы, содержащие цирконий. Через оболочку твэла, изготовленного из нержавеющей стали, диффундирует до 80% трития [2].

Таблица 5.1. Биологически значимые радионуклиды благородных газов и иода, образующиеся при работе ядерного реактора [1, 4, 7]

Нуклид	$T_{1/2}$	Нуклид	$T_{1/2}$	Нуклид	$T_{1/2}$
^{85}Kr	10,7 года	^{133}Xe	5,2 сут	^{129}I	$1,6 \cdot 10^7$ лет
^{85m}Kr	4,5 ч	^{133m}Xe	2,2 сут	^{131}I	8 сут
^{87}Kr	1,3 ч	^{135}Xe	9,1 ч	^{133}I	21 ч
^{88}Kr	2,8 ч	^{135m}Xe	15,7 мин	^{135}I	6,6 ч

Примечание. Все приведенные в таблице нуклиды β - и (или) γ - активны; $T_{1/2}$ — период полураспада.

Таблица 5.2. Некоторые биологически значимые твердые продукты деления, образующиеся при работе ядерного реактора [1, 4, 7]

Нуклид	$T_{1/2}$	Нуклид	$T_{1/2}$	Нуклид	$T_{1/2}$	Нуклид	$T_{1/2}$
^{89}Sr	51 сут	^{95}Zr	64 сут	^{134}Cs	2,1 года	^{143}Pr	14 сут
^{90}Sr	28,6 года	^{103}Ru	39 сут	^{137}Cs	30 лет	^{144}Ce	284 сут
^{91}Y	59 сут	^{106}Ru	1 год	^{140}Ba	13 сут	^{155}Eu	5 лет
^{95}Nb	35 сут	^{129m}Te	34 сут	^{141}Ce	33 сут		

Таблица 5.3. Расчетное количество q трития, образующегося в энергетическом реакторе [1, 7]

Реакция	q , Ки/[МВт (эл.)·год]					
	ВВЭР (PWR)	РБМК (BWR)	ВТГР	БГР	HWR	БН
Деление	18—20	18—20	12—20	20	20	20—30
Активация:						
D	0,001	0,01	—	—	600	—
^6Li	0,02	0,5*	0,5*	—	—	—
^{10}B	0,5	—	—	—	—	—
^3He	—	$\leq 0,6^{**}$	3—6	3—6	—	—

* На примеси лития в графите; данные для ВТГР перенесены также на РБМК.
** В газовом контуре РБМК.

В зависимости от физико-химического состояния и особенностей поведения в технологических системах АЭС и окружающей среде продукты деления разделяют на следующие группы: 1) благородные газы (Ar, Kr, Xe); 2) летучие вещества (например, I, Cs); 3) тритий (Т); 4) нелетучие вещества (например, La, Sr, Rb и др.). Во всех группах, кроме третьей, присутствует большое количество различных радионуклидов. В табл. 5.1—5.3 приведены некоторые данные о биологически значимых радиоактивных продуктах деления, образующихся в энергетическом реакторе.

Продукты активации возникают при активации нейтронами конструкционных материалов (продукты коррозии), примесей теплоносителя, замедлителя и самого топлива. В последнем случае образуется ряд трансурановых элементов: Np, Pu, Am и Cm. Присутствие этих элементов в ЯТЦ осложняет проблему безопасного удаления радиоактивных отходов, поэтому их количественные и прочие характеристики рассмотрены специально в гл. 9. В табл. 5.3 и 5.4 приведены некоторые данные о биологически значимых продуктах коррозии и активации примесей. Изотоп ^{41}Ag образуется в результате нейтронной активации ^{40}Ag , растворенного вместе с воздухом в охлаждающей воде:



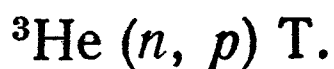
Так как содержание ^{40}Ag в воздухе мало, вклад ^{41}Ag в общую активность первичного теплоносителя незначителен. Однако в реакторе РБМК этот радионуклид образуется также и в газовом контуре за счет той же реакции. Скорость образования ^{41}Ag зависит от состава газовой смеси и может быть значительной.

Образование трития происходит в реакциях активации D, ^6Li и ^{10}B , присутствующих в воде первого контура в качестве примесей:



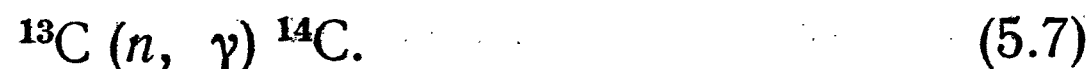
Дейтерий входит в состав воды (0,015%), литий и бор — в добавляемые к теплоносителю реактора ВВЭР и РWR гидроокись лития (для регулирования содержания водорода в теплоносителе) и борную кислоту (для дополнительного регулирования реактора).

В реакторе НWR в качестве замедлителя и теплоносителя используется тяжелая вода, поэтому в нем роль реакции (5.2) в производстве трития возрастает во много раз. В реакторах типов РБМК, ВТГР и БГР тритий может возникать также в результате реакции



В РБМК гелий присутствует в газовом контуре, в двух других он используется в качестве теплоносителя. В табл. 5.3 приведены расчетные данные о количестве образующегося трития в реакторе за счет разных источников.

Источниками ^{14}C в ядерном реакторе служат реакции



Вклад каждой из этих реакций сильно зависит от типа и особенностей конструкции реактора. Реакции (5.5) и (5.6) определяют в основном выход ^{14}C в водоохлаждаемых реакторах. В них ^{17}O и ^{14}N (как

Таблица 5.4. Некоторые биологически значимые продукты активации, образующиеся при работе энергетического ядерного реактора [1, 6, 7, 9]

Нуклид	$T_{1/2}$	Нуклид	$T_{1/2}$	Нуклид	$T_{1/2}$	Нуклид	$T_{1/2}$
^{51}Cr	28 сут	^{59}Fe	45 сут	^{95}Nb	35 сут	^3H	12,3 года
^{54}Mn	312 сут	^{60}Co	5,3 года	^{95}Zr	64 сут	^{14}C	5730 лет
^{58}Co	71 сут	^{65}Zn	244 сут	^{110m}Ag	250 сут	^{41}Ar	1,8 ч

примесь) содержатся в топливе, теплоносителе и замедлителе. В легководных реакторах ВВЭР (PWR) и ВВР нормированное количество образующегося ^{14}C по оценкам разных авторов составляет 0,02—0,03 Ки/[МВт (эл.)·год], в НВР [в основном за счет реакции (5.6)] — 0,57 Ки/[МВт (эл.)·год]. В реакторе с графитовым замедлителем основную роль играет реакция (5.7). Для ВТГР выход ^{14}C достигает 0,08 Ки/[МВт (эл.)·год] [6, 7].

5.2. Радиоактивные отходы АЭС: источники, классификация и обработка

подавляющая часть радиоактивных веществ, образующихся в результате работы реактора, остается в топливе. Извлеченные из активной зоны ТВЭЛы в течение определенного времени хранят в специальных хранилищах (бассейнах выдержки) на АЭС, затем отправляют на радиохимический завод. После переработки облученного топлива содержащиеся в нем радиоактивные вещества образуют отходы конечной стадии ЯТЦ.

Источниками радиоактивных отходов АЭС являются продукты нейтронной активации, образующиеся вне ТВЭЛОВ, и продукты деления, частично выделяющиеся из ТВЭЛОВ в теплоноситель. Часть этих радиоактивных веществ в результате действия тех или иных технологических операций непрерывно или периодически выводится из реактора в систему обработки и хранения радиоактивных отходов АЭС. Другая часть — радиоактивные вещества, образующиеся в несменяемых частях оборудования реактора, — становится отходами только после остановки станции на демонтаж или консервацию по истечении срока ее эксплуатации*.

Как уже отмечалось ранее, технологические системы АЭС сконструированы и эксплуатируются таким образом, чтобы обеспечить практически полную изоляцию радиоактивных веществ от биосферы, а возможные их утечки в окружающую среду свести до уровня, допустимого действующими санитарными правилами.

* Проблемы демонтажа или консервации АЭС в этой книге не рассматриваются.

Вывод радиоактивных веществ из реактора осуществляется системой байпасной очистки теплоносителя и конденсатоочистки (см. рис. 2.1, 2.2). Например, в реакторе ВВЭР часть потока теплоносителя (от 20 до 60 т/ч) отводится из первого контура и пропускается через специальную систему водоочистки, главным элементом которой является ионообменный фильтр. В этой системе реактора ВВЭР-1000 происходит также отделение газообразных примесей в результате дегазации воды [10].

Кроме того, радиоактивные вещества выходят вместе с протечками теплоносителя из первого контура или в результате промывочных и дезактивационных операций на первом контуре и других технологических узлах реактора, загрязненных радиоактивными веществами. Очистке подвергается также и вода бассейна выдержки (хранения) отработавшего топлива. В нее могут попадать радиоактивные вещества либо из дефектных твэлов, либо с поверхности герметичных оболочек твэлов.

Вода, загрязненная в процессе эксплуатации реактора (различного рода протечки первого и второго контуров и других технологических систем станции, промывочные и дезактивационные растворы и т. п.*), собирается в специальные баки и очищается на выпарных аппаратах и ионообменных фильтрах.

В результате очистки воды в различных технологических системах реактора, ремонта или замены оборудования, проведения лабораторных испытаний и других мероприятий на АЭС возникают радиоактивные отходы, которые можно разделить на три категории — газообразные, жидкие и твердые.

Газообразные отходы. Основной источник отходов этого типа — система байпасной очистки теплоносителя первого контура (АЭС с реакторами ВВЭР или PWR) и эжектор конденсатора (АЭС с реакторами РБМК или BWR). Кроме того, газообразные отходы возникают в результате дегазации разного рода протечек теплоносителя, выхода газов при водообмене в реакторе и при отборе проб воды. Газообразные отходы проходят довольно сложную систему обработки (рис. 5.1), после чего выбрасываются через газоотводную трубу. Эта система включает в себя следующие виды очистки: от паров воды и водорода, от аэрозолей на аэрозольных фильтрах и иода на иодных угольных фильтрах.

Для уменьшения активности выбрасываемых газов на АЭС осуществляется их временная задержка перед выбросом в трубу, в течение которой происходит распад короткоживущих радионуклидов. Для этого газы либо на определенное время закачивают в специальные газгольдеры, либо пропускают через радиохроматографическую

* В настоящее время прачечные воды, как правило, перерабатывают вместе с дезактивационными водами. Так как активность прачечных вод сравнительно низка, изучается также возможность очистки этих вод или их менее загрязненной части совместно с душевыми водами более простыми и дешевыми способами — осадительными операциями [11].

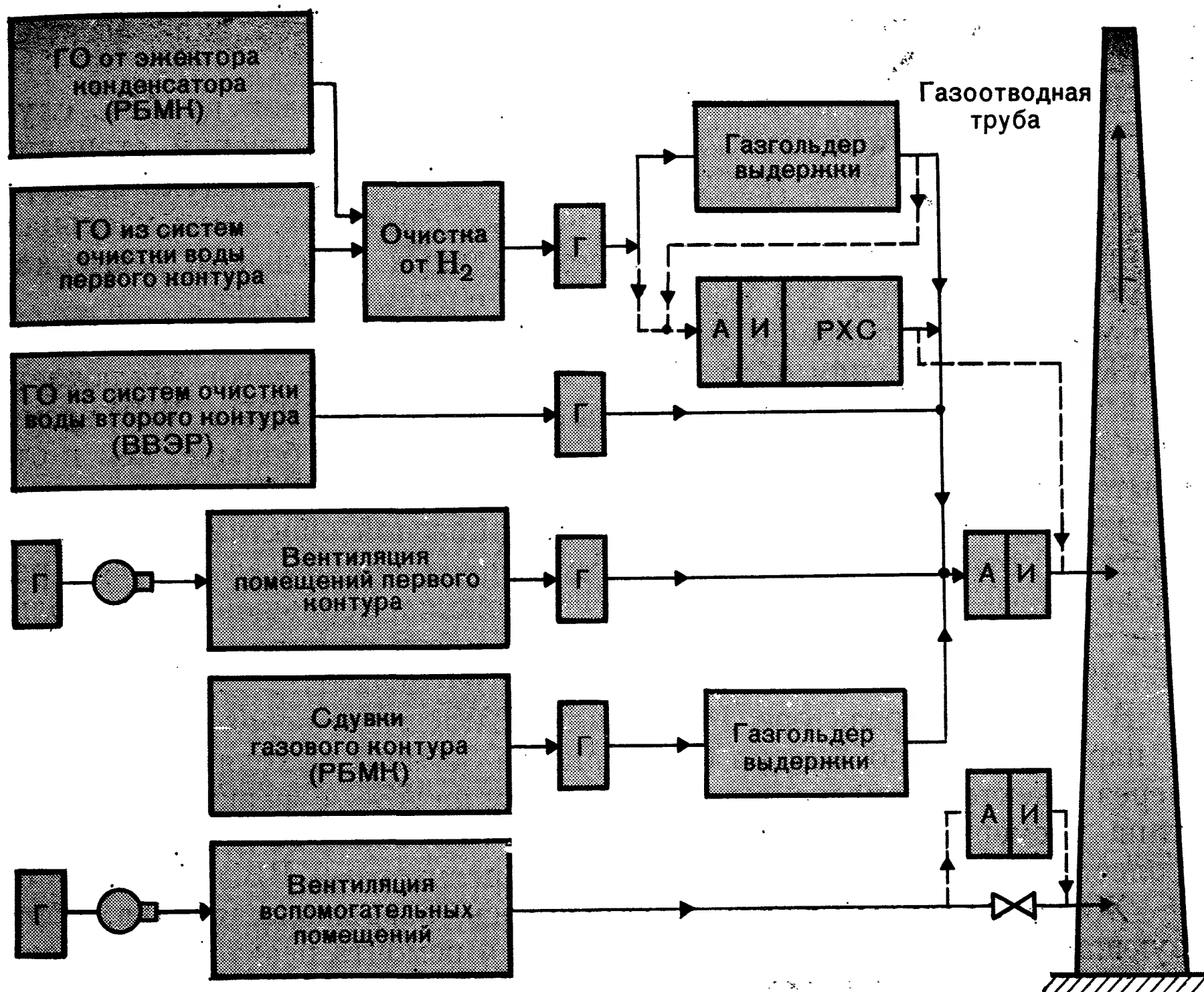


Рис. 5.1. Схема обработки и удаления газообразных отходов (ГО) АЭС с легководным реактором типа ВВЭР или РБМК:

Г — фильтр грубой очистки; А (И) — аэрозольный (иодный) фильтр; РХС — радиохроматографическая система очистки газов

систему (РХС) очистки газов*. Основным элементом этой системы — фильтр-адсорбер, заполненный активированным углем. Благодаря динамической адсорбции в угле происходит временная задержка газов при их прохождении через РХС в течение времени от нескольких суток до нескольких десятков суток в зависимости от конструкции РХС, условий эксплуатации, массового числа радионуклида. Например, в системе газоочистки III и IV блоков Нововоронежской (НВАЭС) и Кольской (КАЭС) АЭС рабочий объем адсорбера РХС составляет 20 м^3 . Он обеспечивает задержку Хе на 42 сут и Кг на 3,5 сут. На АЭС «Ловиса» (Финляндия) в адсорбере объемом 40 м^3 Кг задерживается в течение 10 сут [12, 13]. Временная задержка газообразных

* В настоящее время эта система является стандартной для всех АЭС с ВВЭР (иногда в специальной литературе ее называют УПАК — установкой подавления газовой активности) [12].

отходов во много раз уменьшает их активность, что эквивалентно улавливанию значительной части радионуклидов.

Дополнительным источником газообразных отходов на АЭС служит вентиляция основных и вспомогательных помещений станции. Перед выбросом через трубу поток вентилируемого воздуха подвергается очистке на аэрозольных и иодных фильтрах. Если удельная активность этого воздуха из вспомогательных помещений невысока, то можно проводить его выброс, минуя систему очистки.

Существенное различие между реакторами РБМК (BWR) и ВВЭР (PWR) с точки зрения образования газообразных отходов заключается в том, что из-за замкнутости первого контура ВВЭР (PWR) время пребывания в нем радиоактивных веществ намного больше, чем в открытом первом (и единственном) контуре РБМК (BWR). Поток воды из первого контура ВВЭР (в систему байпасной очистки или в виде протечек) относительно мал, поэтому период полувыведения $\tau_{1/2}$ радиоактивных газов из первого контура довольно большой: от нескольких часов до нескольких суток в зависимости от типа реактора, его конструктивных особенностей и режима работы*.

В кипящем реакторе РБМК или BWR газы переходят из воды в пар и довольно быстро (примерно за 30 мин) выходят из контура через эжектор конденсатора [2]. Поэтому на АЭС с реакторами этого типа временная задержка газов перед выбросом через трубу имеет более важное значение, чем на АЭС с реакторами ВВЭР или PWR.

Жидкие отходы. Как уже отмечалось, загрязненная вода, образующаяся в результате эксплуатации или ремонта реактора, очищается и используется вновь. Жидкие радиоактивные отходы составляют в основном кубовые остатки выпарных аппаратов (с солесодержанием ~ 300 г/л) и пульпы фильтроматериалов и ионообменных смол, средняя удельная активность которых, как правило, не выше $1 \cdot 10^{-4}$ Ки/л. Источник этих пульп — намывные механические и ионообменные фильтры очистки контурной воды, конденсатов и других малосолевых вод. Жидкие радиоактивные отходы поступают в специальное хранилище отходов этого типа — бетонные емкости, облицованные нержавеющей сталью.

При хранении жидких радиоактивных отходов существует растущая со временем вероятность разгерметизации емкостей и соответственно радиоактивного загрязнения окружающей среды в результате коррозионных процессов или каких-либо внешних воздействий (например, стихийных бедствий). Поэтому такое хранение рассматривается как временное решение вопроса об изоляции радиоактивных отходов. Для окончательного решения этого вопроса планируется отверждать концентрированные жидкие радиоактивные отходы с по-

* Например, для ВВЭР-440, как показывает расчет, $\tau_{1/2}$ может достигать 3 сут, а для ВВЭР-1000 $\tau_{1/2}$ в несколько раз меньше. Эта разница связана с тем, что в системе байпасной очистки воды первого контура ВВЭР-440 в отличие от ВВЭР-1000 дегазация (удаление радиоактивных газов) не производится.

следующим их захоронением на территории АЭС или региональных «могильников».

В СССР разрабатываются две группы методов отверждения жидких отходов АЭС: 1) термические с использованием термопластичных материалов (битумов, асфальтов и т. п.); 2) нетермические (цементирование, гипсование, включение в термореактивные смолы). Выбор того или иного метода отверждения будет определяться конкретными условиями, так как он существенным образом связан с составом отходов, а также выбором места и условий захоронения [11].

Твердые отходы. К этому классу радиоактивных отходов АЭС относятся: 1) твердые отходы, возникающие после отверждения концентрированных жидких радиоактивных отходов*; 2) части и детали оборудования и приборов, вышедших из строя (например, управляющих элементов, фильтров и т. п.), использованный инструмент; 3) израсходованные различные материалы (бумаги, тряпки, ветошь и т. п.). Отходы третьей группы подвергают обработке (упаковке, прессованию) и складывают в специальные металлические ящики. Твердые отходы АЭС после сбора и переработки помещают в хранилища твердых отходов на территории АЭС.

5.3. Удаление радиоактивных отходов АЭС

В результате работы АЭС образуются, как уже было сказано выше, отходы трех типов: газообразные, жидкие и твердые. В окружающую среду сбрасывают (после прохождения описанных выше систем обработки) только газообразные и частично жидкие отходы. Твердые отходы временно хранят на площадке АЭС, а затем направляют на захоронение.

Системы обработки отходов, действующие на современных АЭС, с высокой эффективностью улавливают почти все радиоактивные вещества, кроме трития и РБГ. Тритий, попавший в теплоноситель реактора, в конечном счете полностью поступает в окружающую среду. Временная задержка, которой РБГ подвергаются в процессе пребывания в первом контуре и системе обработки отходов, во много раз уменьшает их активность, что эквивалентно их частичному улавливанию.

Рассмотрим поступление радиоактивных веществ в окружающую среду с отходами отечественных и зарубежных АЭС. Количественный и качественный составы этих отходов в сильной степени зависят от типа реактора, состояния активной зоны и основного оборудования, от условий эксплуатации и особенностей систем обработки отходов. Поэтому в качестве количественных характеристик радиоактивных отходов, как правило, приводятся не усредненные значения, а их нижний и верхний пределы. При этом основное внимание уделяется

* Отходы этого типа возникают на АЭС, если осуществляется отверждение жидких радиоактивных отходов.

отечественным серийным АЭС с реакторами ВВЭР-440 и РБМК-1000, а среди зарубежных — АЭС с реакторами PWR и BWR, введенным в эксплуатацию после 1971 г. Ранее введенные в действие несерийные или головные АЭС по своим техническим характеристикам (в том числе и по системам обработки отходов), как правило, в той или иной степени отличаются от действующих серийных и строящихся станций. Поэтому данные об их отходах не характерны для развивающейся ядерной энергетики.

Проектируемые и перспективные энергетические реакторы рассмотрены в заключительном параграфе этой главы.

Газообразные отходы выбрасывают в атмосферу через высокую газоотводную трубу (высотой 100—150 м), чтобы обеспечить лучшее разбавление в воздухе. В их состав входят РБГ, некоторое (обычно небольшое) количество трития (большая его часть содержится в жидких отходах, см. ниже), малые количества иода (см. табл. 5.1) и аэрозолей, не извлеченных при очистке. РБГ состоят из изотопов Kr и Xe (см. табл. 5.1) и продукта активации ^{41}Ar . В газообразных отходах иод присутствует в основном в виде органических соединений ($\sim 90\%$) с примесью аэрозольного и элементарного иода ($\sim 10\%$). [7]. Аэрозольную составляющую газообразных отходов АЭС образуют некоторые твердые в обычных условиях продукты деления и активации (см. табл. 5.2 и 5.4).

Наибольший опыт эксплуатации и радиометрических измерений накоплен на АЭС с серийным реактором ВВЭР-440. Результаты измерений газоаэрозольных выбросов для трех станций приведены на рис. 5.2 [14]. На основе этих результатов и данных о выработке электроэнергии рассчитаны нормализованные выбросы газообразных отходов (табл. 5.5). В табл. 5.5 приведены нормализованные количества отходов АЭС с серийным РБМК-1000 (по данным измерений на Курской и Чернобыльской АЭС). Как следует из сравнения данных табл. 5.5 и опубликованных ранее [15, 16] результатов измерений газообразных выбросов на I блоке Ленинградской АЭС (с головным реактором РБМК-1000), выбросы РБГ на серийном реакторе в несколько раз меньше, чем на головном.

Отмеченные ранее различия в конструкциях реакторов ВВЭР и РБМК проявляются в том, что количество РБГ, выбрасываемых в атмосферу, на АЭС с реакторами РБМК на порядок больше, чем на АЭС с реакторами ВВЭР. При этом существенно различен их изотопный состав: в выбросах ВВЭР преобладает относительно долгоживущий ^{133}Xe , а в выбросах РБМК — более короткоживущие изотопы криптона и ксенона (табл. 5.6).

Особенность конструкции реактора РБМК проявляется также и в том, что в нем существует дополнительный источник газообразных радионуклидов T, ^{14}C и ^{41}Ar — газовый контур. Очистка и временная задержка, которой подвергаются газы из этого контура перед выбросом, обеспечивают эффективное улавливание радионуклидов ^{14}C и ^{41}Ar . В результате, например, выбросы ^{14}C АЭС с РБМК практически

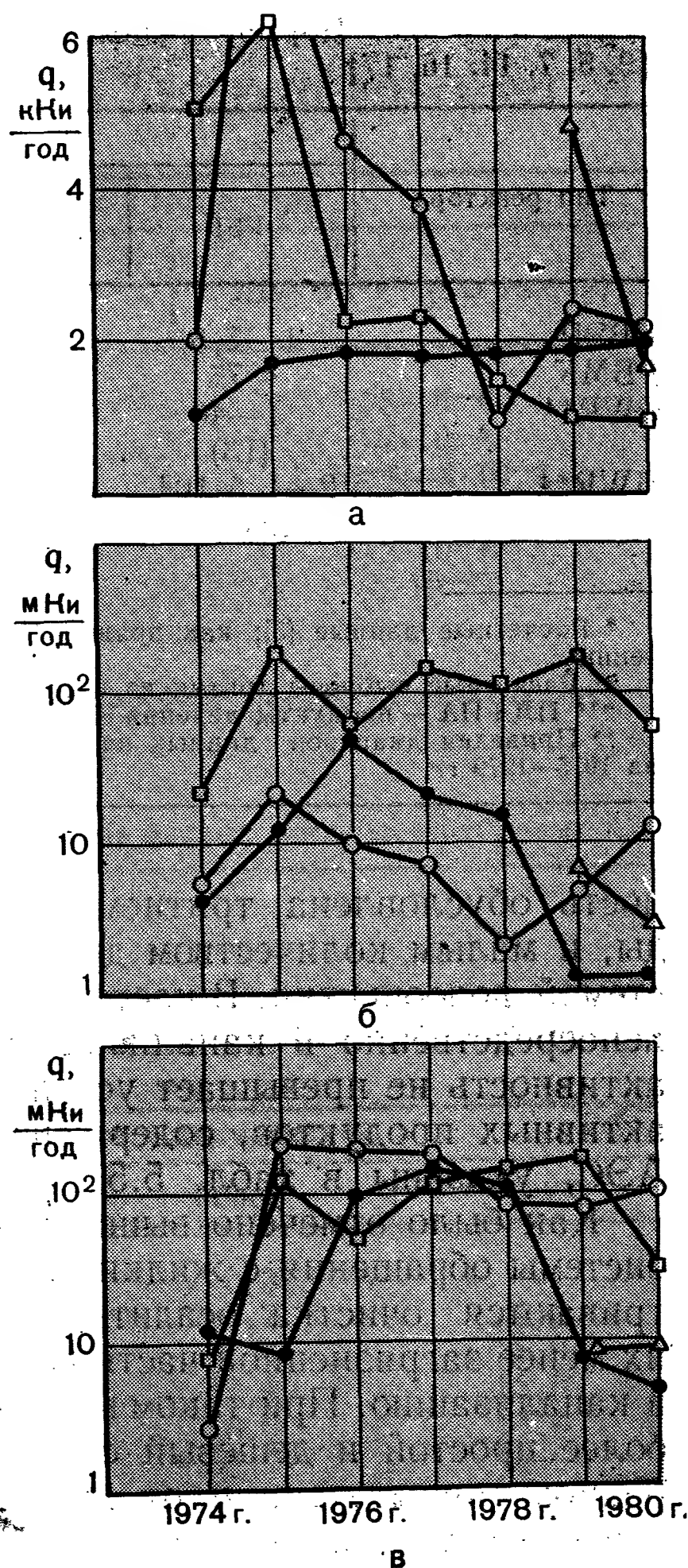
Рис. 5.2. Газоаэрозольные выбросы q двух блоков ВВЭР-440 НВАЭС (○), КАЭС (●), АЭС «Козлодуй» (□), I блока ВВЭР-440 АЭС А-1 в Яслове-Богунце (△) [5, 14]:

а — РБГ (в 1975 г. выброс РБГ на НВАЭС составил 24,8 кКи); б — ^{131}I в аэрозольной форме (для АЭС «Козлодуй» — в летучей форме); в — аэрозоли (без иода)

такие же, как и выбросы АЭС с ВВЭР и другими легководными реакторами. Образующийся в контуре Т выбрасывается вместе с другими газообразными отходами. Исследования образования и выброса ^{14}C на АЭС с водоохлаждаемыми реакторами показывают, что поступление этого радионуклида в атмосферу составляет 6—10 мКи/[МВт (эл.)·год] на АЭС и примерно в 2 раза больше при переработке топлива на радиохимическом заводе [7].

Выбросы долгоживущего радионуклида ^{129}I на АЭС незначительны как с точки зрения возможного воздействия на окружающую среду, так и по сравнению с его выбросами на радиохимическом заводе, поэтому в этой главе они не рассматриваются.

Жидкие отходы. Жидкие радиоактивные отходы АЭС в окружающую среду не сбрасываются. Они подвергаются очистке, после которой вода используется вновь, а концентрированные жидкие отходы изолируются от биосферы путем хранения в специальных емкостях, отверждения и последующего захоронения. Сбросу могут подвергнуться только очищенные, так называемые дебалансные воды, которые возникают при переполнении емкостей для хранения очищенных вод. Удельная активность сбросных дебалансных вод мала — она не превышает допустимой концентрации для питьевой воды, установленной действующим санитарным законодательством (см. гл. 4)*. Эта актив-



* Только при этом условии разрешается сброс дебалансных вод; в противном случае они должны подвергаться дополнительной очистке перед сбросом.

Таблица 5.5. Нормированный выброс радиоактивных веществ в окружаю

[2, 5, 7, 14, 16, 17]

Тип реактора	Выброс		
	РБГ	I	Аэрозоли (без I)
ВВЭР	1—7,5	$2 \cdot 10^{-5}$ — $2,5 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-5}$ — $3 \cdot 10^{-4}$
РБМК	≤ 75	$1 \cdot 10^{-4}$ — $1,5 \cdot 10^{-2}$	$8 \cdot 10^{-6}$
PWR*4	1—40 (13)	$2 \cdot 10^{-4}$ —0,4 ($1 \cdot 10^{-4}$)	$1 \cdot 10^{-6}$ — $7,4 \cdot 10^{-4}$ ($5 \cdot 10^{-5}$)
BWR*4	2 — $1,5 \cdot 10^3$ (240)	$1 \cdot 10^{-3}$ — $4 \cdot 10^{-2}$ ($1 \cdot 10^{-3}$)	$3 \cdot 10^{-5}$ — $1 \cdot 10^{-3}$ ($8 \cdot 10^{-3}$)

* Расчетные данные [5]; как правило, основная часть трития сбрасывается с жидкими

чению.

** Расчетные выбросы трития из газового контура (их значение зависит от состава газо

*** ПД+ПА — продукты деления+продукты активации.

*4 Приведен диапазон данных за 1973 и 1974 гг. для зарубежных АЭС, пущенных в

за 1975—1979 гг.

ность обусловлена тритием*, попавшим из реактора в жидкие отхо-
ды, и малым количеством других радионуклидов, не уловленных си-
стемой водоочистки. В настоящее время душевые воды сбрасываются
непосредственно в канализацию без очистки, так как их удельная
активность не превышает установленного предела. Количества радио-
активных продуктов, содержащихся в сбрасываемых жидких отходах
АЭС, указаны в табл. 5.5.

Как было отмечено выше, изучается вариант усовершенствования
системы обращения с жидкими отходами АЭС, при котором предусма-
триваются очистка осадительными операциями прачечных вод или
их менее загрязненной части совместно с душевыми водами и их сброс
в канализацию. При таком варианте для очистки этих вод применяется
более простой и дешевый способ, при этом воды очищаются как от
радиоактивных, так и от химических примесей (моющих средств и
т. п.), что уменьшает суммарный поток радиоактивных и химических
веществ, поступающих в окружающую среду с жидкими отходами [11].

Твердые отходы поступают на хранение в специально отведенные
места на территории АЭС. Их годовое количество в сильной степени
зависит от типа реактора и условий эксплуатации, но не превышает
 $3 \text{ м}^3/[\text{МВт (эл.)} \cdot \text{год}]$. Большая часть твердых отходов относится к клас-
су отходов низкой удельной активности. Отходы средней и высокой
удельной активности по объему составляют от одного до нескольких
процентов, однако по активности на них приходится основная часть

* Система водоочистки, действующая на АЭС, не выделяет тритий из воды.

Так как поток трития, поступающего в отходы АЭС, достаточно мал (см. ниже),

то нет необходимости в разработке метода очистки жидких сбросов АЭС от

этого радионуклида.

щую среду с газообразными и жидкими отходами АЭС, Ки/[МВт(эл.)·год]

в атмосферу		Сброс в гидросферу	
	Т	Т	ПД+ПА*** (без трития)
	0,2—0,9*	≤ 0,9*	≤ 5·10 ⁻⁴
	≤ 0,6**	≤ 0,04	≤ 2·10 ⁻⁴
	5·10 ⁻⁴ —1,4	0,02—1,1	1·10 ⁻⁴ —4·10 ⁻²
	(0,2)	(1)	(5·10 ⁻³)
	8·10 ⁻⁵ —4·10 ⁻²	1·10 ⁻³ —5·10 ⁻²	≤ 2·10 ⁻²
	(0,09)	(0,04)	(8·10 ⁻³)

отходами АЭС; фактические данные для выбросов в атмосферу ближе к меньшему зна-
вой смеси He+N₂).

эксплуатацию не ранее 1972 г.; в скобках — усредненные данные для всех зарубежных АЭС

Т а б л и ц а 5.6. Состав радиоактивных благородных газов (РБГ) и иода в газообразных выбросах АЭС [2, 16]

Нуклид	Относительное содержание, %			
	ВВЭР	PWR	РБМК*	BWR
⁴¹ Ar	0,2	0,03	0,3	—
⁸⁵ Kr	6,0	1,0	0,7	2,0
^{85m} Kr	5,4	0,6	6,6	5,0
⁸⁷ Kr	1,0	0,4	13,4	12,0
⁸⁸ Kr	2,2	0,9	18,6	14,0
¹³³ Xe	72,0	90,0	35,2	14,0
^{133m} Xe	—	0,5	—	0,6
¹³⁵ Xe	13,2	3,2	25,4	26,0
^{135m} Xe	—	0,8	—	4,0
Другие изотопы Xe	—	2,5	—	22,4
Всего РБГ	100	100	100	100
¹³¹ I	59,8	98	23,8	12,7
¹³³ I	31,9	1	43,5	39,7
¹³⁵ I	8,3	1	32,7	47,6
Всего	100	100	100	100

* Без ⁴¹Ar из газового контура.

потока отходов. В частности, в них содержатся практически все радионуклиды, извлеченные при очистке газообразных и жидких отходов АЭС. На легководных реакторах нормированная удельная активность их твердых отходов, включая отвержденные кубовые остатки и ионообменные смолы, составляет ~ 200 Ки/[МВт (эл.)·год] [7, 18].

Как правило, отходы низкой удельной активности подвергают захоронению на площадке АЭС. Отходы средней и высокой удельной активности после хранения в течение достаточно длительного времени, как правило, отправляют на захоронение в централизованные «могильники».

5.4. Дозы облучения населения за счет радиоактивных выбросов АЭС

Выбросы радиоактивных отходов АЭС в окружающую среду приводят к ее радиоактивному загрязнению и соответственно облучению населения. Последовательность процессов в биосфере, которые связывают выбросы с радиационным воздействием на человека, и пути этого воздействия показаны на рис. 5.3.

В соответствии с установленными санитарными нормами и правилами (см. часть 2) радиационное воздействие предприятий ЯТЦ на население в нормальном режиме работы оценивают по максимальной мощности индивидуальной дозы $\dot{H}_{\text{макс}}$, которую могут получать отдельные лица из населения вне площадки АЭС, и по мощности коллективной дозы $\dot{S}$ облучения населения.

Для более детальной характеристики воздействия АЭС на население важна еще величина $\bar{H}$ — средняя мощность индивидуальной дозы вблизи АЭС. Ниже приведены ее расчетные значения для четырех кольцевых зон, ограниченных следующими пределами: первая 1—10 км, вторая 10—50 км, третья 50—100 км, четвертая 100—1000 км.

В принципе дозы облучения населения могут быть определены экспериментально. Однако практически во многих случаях это трудно сделать, так как в результате принятых на АЭС мер по удержанию радиоактивных веществ и уменьшению их возможных утечек в биосферу эти дозы малы по абсолютному значению и по сравнению с дозами фонового облучения. Кроме того, фоновое облучение сильно варьирует в зависимости от места наблюдения, условий проживания человека и т. п., что также затрудняет измерение доз облучения за счет радиоактивных отходов АЭС. Поэтому, как правило, значения величин $\dot{H}$ и $\dot{S}$ получают расчетным путем с использованием моделей, описывающих процессы миграции радионуклидов в биосфере и их метаболизм в живых организмах [7, 19—25].

Дозы облучения населения, обусловленные газоаэрозольными выбросами АЭС и приведенные ниже, получены с использованием ме-

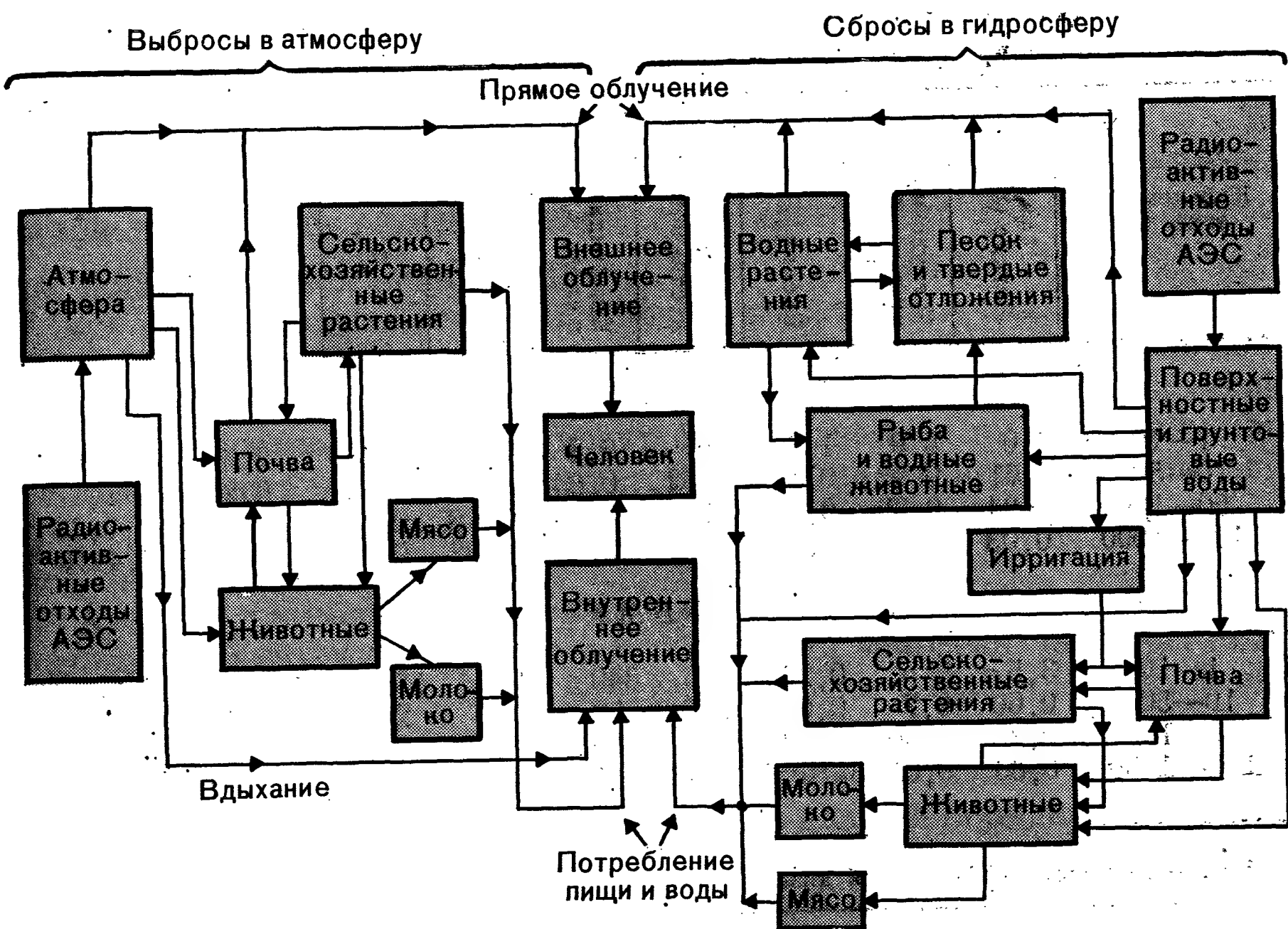


Рис. 5.3. Пути воздействия газообразных и жидких радиоактивных отходов АЭС на человека

тодики их расчета, описанной в работах [22, 23]*. В качестве исходных принимались следующие данные:

1) сведения о газоаэрозольных выбросах типичных АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК мощностью 1 ГВт (эл.) (см. гл. 2), приведенные в табл. 5.5 и 5.6; при наличии неопределенностей в этих данных в расчете использовали их максимальные значения**;

2) метеорологические данные — средняя скорость ветра, коэффициенты турбулентной диффузии на различных удалениях от АЭС, функции разбавления для длительных выбросов и другие данные из [22, 23]; высота трубы для АЭС с ВВЭР — 100 м, РБМК — 150 м;

3) плотность населения в зоне вокруг АЭС радиусом 1000 км — 50 чел/км³;

4) параметр риска смерти от злокачественных новообразований и генетических повреждений при облучении — по данным табл. 3.3.

При выполнении расчетов учитывали также следующие факторы: 1) сухое и влажное осаждения при описании процесса очищения облака выброса от радионуклидов; 2) все возможные пути воздействия

* Расчеты выполнены О. А. Павловским.

** Состав радиоактивных аэрозолей взят по данным работы [16].

Таблица 5.7. Средние индивидуальные мощности доз внешнего и внутреннего облучений населения за счет газоаэрозольных выбросов для различных кольцевых зон вокруг типичной АЭС мощностью 1 ГВт (эл.), 10⁻² мкЗв/год

Кольцевая зона, км	Внутреннее облучение органов и тканей							Внешнее облучение всего тела	$\dot{H}_E^*$
	Легкие	Желудочно-кишечный тракт	Скелет	Красный костный мозг	Щитовидная железа	Гонады	$\dot{H}_E^*$		
В В Э Р									
1—10	4,0	5,9	1,2	19	6,8	2,6	5,4	2,5	8,9
10—50	0,71	0,92	0,19	3,2	0,85	0,42	0,84	0,24	1,1
50—100	0,24	0,32	0,08	1,3	0,27	0,18	0,30	0,06	0,36
100—1000	0,03	0,05	0,01	0,16	0,02	0,02	0,04	$4,2 \cdot 10^{-3}$	$4,4 \cdot 10^{-2}$
Р Б М К									
1—10	3,5	5,5	0,28	16	340	2,2	15	120	135
10—50	0,60	0,7	0,05	2,5	50	0,3	2,2	8,4	10,6
50—100	0,20	0,30	0,02	1,0	16	0,15	0,72	0,72	1,4
100—1000	0,03	0,05	$3 \cdot 10^{-3}$	0,16	1,0	0,02	0,05	0,02	0,07

* $\dot{H}_E$ — мощность эффективной дозы.

Таблица 5.8. Индивидуальная $\dot{H}_E^{max}$, коллективные локальная $\dot{S}_E^{лок}$ (в радиусе до 100 км) и региональная $\dot{S}_E^{рег}$ (в радиусе до 1000 км) мощности доз, а также приведенные ожидаемые дозы $\overline{S}_E^{c(лок)}$ и $\overline{S}_E^{c(рег)}$ облучения населения за счет газоаэрозольных выбросов типичных АЭС мощностью 1 ГВт (эл.)

Тип реактора	$\dot{H}_E^{max}$	$\dot{S}_E^{лок}$	$\dot{S}_E^{рег}$	$\overline{S}_E^{c(лок)}$	$\overline{S}_E^{c(рег)}$
	мкЗв/год	чел-Зв/год	чел-Зв/год	10 ⁻³ чел-Зв/МВт (эл.)·год	10 ⁻³ чел-Зв/МВт (эл.)·год
ВВЭР	0,35	0,013	0,08	0,016	0,10
РБМК	4,2	0,15	0,27	0,19	0,33

Примечание. Расчет доз проведен для постоянной мощности выброса и установившегося состояния равновесного распределения радионуклидов в рассматриваемой области биосферы. В этом случае $\overline{S}_E = \dot{S}_E/W$, где W — годовое количество вырабатываемой электроэнергии [принято равным 800 МВт (эл.)·год]; $\overline{S}_E$ — ожидаемая коллективная доза, отнесенная к 1 МВт (эл.)·год. Индексом E обозначена эффективная доза.

газоаэрозольных выбросов на население (рис. 5.3); 3) защитный эффект зданий и сооружений от внешнего (γ) и внутреннего облучений радиоактивными газами и аэрозолями; продолжительность пребывания

ния населения в помещении в течение года принята равной 90%. Результаты расчета доз облучения населения газоаэрозольными выбросами АЭС приведены в табл. 5.7 и 5.8.

Для многоблочной АЭС мощностью более 1 ГВт (эл.) воздействие отдельных блоков можно считать аддитивным. Это справедливо для средних мощностей индивидуальной $\bar{N}$ и коллективной $\dot{S}$ доз: их значения равны соответствующим значениям для типичных АЭС (табл. 5.7 и 5.8), умноженным на электрическую мощность многоблочной АЭС, выраженную в гигаваттах. Так как для некоторых блоков такой станции газоотводные трубы могут быть разнесены на расстояние до нескольких сот метров, то соответствующее аддитивное значение для $\dot{N}_{\text{макс}}$ служит лишь верхней оценкой для $\dot{N}$ вблизи АЭС, действительное значение будет меньше.

Анализ данных, приведенных в табл. 5.7, позволяет охарактеризовать структуру и уровни доз облучения человека, формируемых газоаэрозольными выбросами АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК. Мощность эффективной дозы облучения $\dot{N}_E$ по мере увеличения расстояния от АЭС монотонно уменьшается, и для зон 1—10 км и 100—1000 км ее численные значения различаются на два-три порядка. Доза внутреннего облучения человека обусловлена радиоактивным йодом, аэрозолями и ^{14}C , присутствующими в выбросах АЭС и попадающими в организм человека пероральным или ингаляционным путем. Доза внешнего облучения обусловлена в основном γ -излучением облака РБГ, причем ее значения для АЭС с реакторами РБМК и ВВЭР различаются примерно на два порядка в соответствии с различиями количества и состава выбрасываемых РБГ.

Внутреннее облучение формируется более долгоживущими радионуклидами по сравнению с РБГ, поэтому оно спадает с ростом расстояния от АЭС медленнее, чем внешнее облучение.

Воздействие радиоактивных веществ, сбрасываемых в окружающую среду с жидкими отходами АЭС, в сильной степени зависит от местных условий (особенностей местного водоема, водопользования и рыболовства). Однако согласно многочисленным оценкам и измерениям для АЭС с современной системой водопотребления* это воздействие мало и, как правило, если не учитывать вклад трития, меньше воздействия газоаэрозольных выбросов АЭС [2, 15].

Сбросы трития с жидкими отходами на АЭС с реактором РБМК или ВВЭР незначительны. На АЭС с реактором ВВЭР они намного больше. В результате облучение населения в районе расположения таких АЭС за счет трития может оказаться большим, чем облучение за счет газоаэрозольных выбросов. Например, при поступлении трития в пресноводный водоем, скорость водообмена в котором составляет

* Включающей очистку загрязненных вод и многократное их использование (см. § 5.2 и 5.3).

$10 \text{ м}^3/\text{с}^*$, годовая доза облучения всего тела может достигать $3,5 \text{ мкЗв}$. Это на порядок больше, чем значение $\dot{H}_E^{\text{макс}}$, обусловленное газо-аэрозольными выбросами типичной АЭС с реактором ВВЭР.

Согласно оценкам, приведенным в работе [2], годовая коллективная эффективная доза S_E облучения населения за счет сброса трития в пресноводный водоем достигает значения $0,05 \text{ чел-Зв}$ для типичной АЭС с реактором ВВЭР**, а приведенная доза $\bar{S}_E^c$ — $6 \cdot 10^{-5} \text{ чел-Зв}/[\text{МВт (эл.)} \cdot \text{год}]$.

При сбросе жидких отходов в море облучение населения во много раз меньше, чем при их сбросе в пресноводный водоем.

В радиоактивных выбросах (сбросах) АЭС присутствуют долгоживущие радионуклиды ^{14}C , ^{85}Kr , T и ^{129}I , которые из-за большого периода полураспада, особенностей физико-химических свойств и поведения в биосфере могут распространяться на большие расстояния (больше 1000 км). Поскольку основная часть этих радионуклидов, поступающих в окружающую среду с отходами всех предприятий ЯТЦ, приходится на этап переработки облученного топлива, глобальные эффекты радиоактивного загрязнения биосферы рассмотрены в гл. 7.

В целом важно подчеркнуть следующие положения:

1) приведенные здесь оценки доз облучения являются, как правило, верхним пределом реальных доз облучения населения радиоактивными выбросами (сбросами) АЭС в нормальном режиме работы, так как при наличии каких-либо неопределенностей в исходных данных в расчетах всегда использовался худший вариант;

2) облучение населения в результате радиоактивных выбросов (сбросов) АЭС мало по сравнению с пределами, установленными санитарно-гигиеническими органами (см. гл. 4), и с облучением за счет естественного радиационного фона.

Годовая коллективная доза S_E облучения населения СССР, проживающего в 1000-километровой зоне вокруг действующих АЭС с серийными реакторами, в 1980 г. не превысила 3 чел-Зв . Даже если бы все производство электроэнергии в СССР в 1980 г. осуществлялось на АЭС с современными реакторами, то и в этом случае эффект облучения населения был бы мал, и $\bar{S}_E$ не превысила бы 90 чел-Зв/год , а ожидаемое число случаев летальных исходов в результате канцерогенного и генетического действий облучения было бы не больше соответственно $1,1$ и $0,37$ в год для всей облучаемой популяции людей, включающей большую часть населения страны. Такой эффект облучения (примерно $1,5$ случая летального исхода в год) на много порядков меньше числа регистрируемых случаев смерти от раковых заболеваний, вызываемых другими причинами (см. гл. 4).

* Для сравнения: поток воды в Днепре около Смоленска равен $100 \text{ м}^3/\text{с}$.

** Результаты [2] скорректированы на нормализованные сбросы трития, приведенные в табл. 5.5.

5.5. Атомные станции с перспективными реакторами: выбросы радиоактивных веществ и дозы облучения населения

Прогнозируемый переход к строительству и эксплуатации атомных станций с ядерными реакторами, отличными от традиционных, ставит вопрос об их радиационной безопасности. Приведем некоторые данные о радиоактивных выбросах и дозах облучения населения для атомных станций с перспективными реакторами — АТЭЦ, АСТ, АЭС с реакторами на быстрых нейтронах и различных ядерных энергетических установок с реакторами ВТГР.

АТЭЦ и АСТ. Реакторы для АТЭЦ и АСТ проектируют на основе традиционных легководных реакторов, поэтому очевидно, что для этих станций также может быть обеспечен высокий уровень радиационной безопасности. При этом следует отметить, что упрощенная конструкция реактора для АСТ (см. гл. 2) облегчает проведение необходимых мероприятий по защите окружающей среды как при нормальном режиме работы станции, так и в аварийных ситуациях. В частности, низкая энергонапряженность активной зоны создает условия для значительного повышения эксплуатационной надежности твэлов: их повреждаемость будет по крайней мере на порядок меньше, чем в эксплуатируемых АЭС с ВВЭР. Кроме того, использование интегральной компоновки оборудования и естественной циркуляции теплоносителя первого контура позволяет ликвидировать трубопроводы основного контура и тем самым устранить неорганизованные протечки теплоносителя в технологические помещения. В связи с этим можно заключить, что радиоактивные выбросы АСТ и дозы облучения населения будут значительно меньшими, чем АЭС с ВВЭР [26—28].

Измерения удельной активности воды второго контура реактора ВВЭР-440 [5] показали, что она определяется в основном радионуклидами ^{131}I , ^{133}I и поддерживается на уровне $\sim 10^{-11}$ Ки/л (при возможном кратковременном повышении до $\sim 10^{-9}$ Ки/л), что меньше (или порядка) допустимой концентрации в воде для населения категории Б и на пять-шесть порядков меньше удельной активности воды первого контура. Трехконтурная система передачи тепла на АСТ, низкая удельная активность воды второго контура и более высокое давление воды в сетевом контуре, чем в промежуточном (втором), полностью исключают возможность попадания радиоактивных веществ в сетевую воду.

Реакторы БН и ВТГР. Делать окончательное заключение о воздействии радиоактивных выбросов будущих промышленных АЭС с реакторами БН и ВТГР на население пока рано. Тем не менее радиометрические исследования на первых опытно-промышленных реакторах небольшой мощности, а также знание основных технических характеристик и проектных данных перспективных реакторов БН и ВТГР позволяют сделать предварительное заключение: реакторы такого типа будут работать с меньшими радиоактивными выбросами

и соответственно меньшими дозами облучения населения, чем АЭС с легководными реакторами. Например, по данным радиометрических исследований мощность выбросов в трубу АЭС с реактором БН-350 не превышает 0,5 Ки в сутки по газам и 10^{-5} Ки в сутки по аэрозолям [29]. В пересчете на единицу производимой энергии это намного меньше, чем выбросы ВВЭР и РБМК. В работе [30] выбросы реактора типа БН мощностью 1 ГВт (эл.) оцениваются как очень малые, а дозы облучения всего тела, обусловленные газоаэрозольными выбросами, составляют 0,003% естественного фона и еще меньше за счет жидких сбросов.

Измерения активности выбросов РБГ на эксплуатируемых прототипах ВТГР дали следующие результаты [2]: 5 Ки/[МВт (эл.) $\times$ год] на реакторе «Пич-Боттом» (США) в среднем за период с 1968 по 1973 г., от 2 до 3 Ки/[МВт (эл.) $\cdot$ год] на реакторе AVR (ФРГ) в течение 1968—1972 гг.

Предполагается, что ВТГР большой мощности будет выбрасывать от 1 до 3 Ки/[МВт (эл.) $\cdot$ год] РБГ осколочного происхождения, что меньше выбросов ВВЭР или РБМК.

Использование в реакторе ВТГР гелия в качестве первичного теплоносителя обуславливает образование сравнительно больших количеств Т и ^{41}Ar за счет активации соответственно ^3He и примесного ^{40}Ar . По разным данным [1, 31] трития образуется от 1 до 6 Ки/[МВт (эл.) $\cdot$ год]. Для ^{41}Ar надежных данных нет. Тритий будет улавливаться при очистке теплоносителя, однако за счет протечек последнего он может попадать в отходы АЭС (до 1 Ки/[МВт (эл.) $\cdot$ год], в основном в жидкие [2]). Такие выбросы трития согласно оценкам, данным в § 5.5, приводят к малому облучению населения.

Выбросы ^{41}Ar на ВТГР большой мощности будут существенным образом зависеть от особенностей конструкции и эксплуатации реактора. Однако можно полагать, что благодаря временной задержке ^{41}Ar в первом контуре и системе обработки газообразных отходов его поступление в окружающую среду будет достаточно малым. При использовании ВТГР для технологических целей, в частности для производства водорода, возникает проблема предотвращения радиоактивного загрязнения технологических систем и водорода. В случае применения схемы с промежуточным контуром это загрязнение практически исключено.

На основании оценок данных, приведенных в работах [31—33], можно сделать предварительный вывод о том, что загрязнение водорода радиоактивными продуктами деления и активации выше допустимого уровня в нормальном режиме работы может быть предотвращено и без промежуточного контура. Для окончательного вывода необходимо провести дополнительные научные исследования и накопить опыт работы ядерных энергетических установок по производству водорода и его использованию в различных областях промышленности и хозяйства. Возможность радиоактивного загрязнения технологических контуров выше допустимого уровня при нормальном режиме

работы и в особенности при различного рода аварийных нарушениях потребует дополнительных мер по обеспечению радиационной безопасности. Сложность и стоимость этих мер, по-видимому, таковы, что они могут быть веским аргументом при решении технико-экономической альтернативы «схема с промежуточным контуром или без него».

Количество образующегося ^{14}C в реакторе ВТГР по разным данным лежит в пределах от 0,012 до 0,25 Ки/[МВт (эл.)·год]. Ожидается, что выбросы этого радионуклида должны происходить в основном на стадии переработки облученного топлива и будут незначительными при работе АЭС [7].

Глава 6

Обеспечение радиационной защиты населения при авариях на АЭС

6.1. Основные источники радиационной опасности при авариях на АЭС

В ядерном топливном цикле АЭС являются одним из важных звеньев потенциальной радиационной опасности для населения и окружающей среды.

Еще на ранней стадии разработки ядерных энергетических реакторов были выполнены оценки относительной опасности аварийных ситуаций на АЭС и ТЭС одинаковой электрической мощности. Полученные расчетные данные привели к заключению, что при крупной аварии с оплавлением активной зоны и выходом облака летучих продуктов деления за пределы территории станции АЭС представляет собой значительно большую опасность для населения, чем аварийная ТЭС. Верхние оценки максимального ущерба, обусловленного аварией на АЭС, были опубликованы еще в 1957 г. в форме отчета сотрудников Брукхейвенской лаборатории КАЭ (США) [1].

С учетом упомянутых факторов и оценок были разработаны системы, обеспечивающие надежную работу реактора и безопасность населения прилегающего района как в нормальных условиях эксплуатации, так и при аварийных ситуациях. В число таких устройств входят системы управления и защиты (СУЗ) реактора, контроля герметичности оболочек твэлов (КГО) и первого контура, дренажа и спецводоочистки, вентиляции и фильтрации воздуха радиационно-опасной зоны. Для рассматриваемой проблемы особо важное значение имеют системы аварийного охлаждения активной зоны ядерного реактора, ограничения масштаба радиационной аварии на АЭС и локализации (удержания) летучих продуктов деления, выходящих из активной зоны.

Таблица 6.1. Активность радионуклидов на типичной АЭС мощностью 1 ГВт (эл.) [2]

Участок АЭС	Суммарная активность, Ки			Доля активности в активной зоне, %		
	Топливо	Полости	Всего	Топливо	Полости	Всего
Активная зона*	$8,1 \cdot 10^9$	$1,4 \cdot 10^8$	$8,24 \cdot 10^9$	98,0	2,0	100
Хранилище отработавшего топлива:						
максимальное**	$1,3 \cdot 10^8$	$1,3 \cdot 10^7$	$1,31 \cdot 10^9$	16,0	0,16	16
среднее***	$3,6 \cdot 10^8$	$3,8 \cdot 10^6$	$3,64 \cdot 10^8$	4,5	$4,8 \cdot 10^{-2}$	4,5
Транспортный контейнер* ⁴	$2,2 \cdot 10^7$	$3,1 \cdot 10^5$	$2,23 \cdot 10^7$	0,27	$3,8 \cdot 10^{-3}$	0,27
Перегрузочный контейнер* ⁵	$2,2 \cdot 10^7$	$2 \cdot 10^5$	$2,2 \cdot 10^7$	0,27	$2,5 \cdot 10^{-3}$	0,27
Хранилище отходов:						
газообразных	—	—	$9,3 \cdot 10^4$	—	—	$1,2 \cdot 10^{-3}$
жидких	—	—	9,5	—	—	$1,2 \cdot 10^{-6}$

* Расчет для тепловой мощности 3,2 ГВт через 30 мин после остановки реактора.

** Выгружено 2/3 активной зоны: 1/3—3 сут назад и 1/3—150 сут назад.

*** Выгружена 1/2 активной зоны: 1/3 хранится 150 сут и 1/3—60 сут.

*⁴ Содержит семь TBC PWR или 17 TBC BWR со временем выдержки 60 сут.

*⁵ Содержит одну TBC со временем выдержки 3 сут.

Высокая потенциальная опасность АЭС обусловлена главным образом продуктами деления урана, накапливающимися в активной зоне работающего энергетического реактора. Оценки относительного вклада других источников свидетельствуют, что они играют второстепенную роль (табл. 6.1). До тех пор пока в активной зоне обеспечен достаточный теплосъем, до 98% радиоактивных веществ удерживается в твэлах. Значительный выход этих радиоактивных нуклидов за пределы первых защитных барьеров может произойти только в тех случаях, когда ядерное топливо сильно перегрето и частично оплавлено. Очевидно, что перегрев топлива может произойти только в тех случаях, когда поток тепла, генерируемого ураном, окажется больше снимаемого теплоносителем и передаваемого им в парогенераторах (ПГ) воде второго контура.

При нормальной работе ядерного реактора такой дебаланс может возникнуть либо при снижении скорости теплосъема ниже допустимого значения* (например, при закупорке канала случайным предметом), либо, наоборот, в результате возрастания энерговыделения и выхода его за верхний предел диапазона работоспособности системы теплосъема (например, при переходных процессах управления реак-

* Нашумевший инцидент на АЭС «Три-Майл-Айленд» (США) в апреле 1979 г. начался со снижения теплосъема первичным теплоносителем в результате возрастания сопротивления фильтра очистки воды второго контура и соответствующего уменьшения скорости ее движения в ПГ [3].

тором). Такие события возможны в ядерном реакторе, однако они, как правило, затрагивают лишь незначительную часть активной зоны. При этом из-за перегрева и разрушения некоторых твэлов может произойти (и действительно наблюдалось) существенное повышение содержания продуктов деления в первичном теплоносителе. Однако сохранность других защитных барьеров (и прежде всего целостность первого контура) препятствует дальнейшему распространению радионуклидов и выбросу их в окружающую среду. После извлечения поврежденных негерметичных твэлов воду первого контура очищают с помощью байпасных фильтров и доводят ее удельную активность до приемлемого уровня. Предотвращению таких аварий, их обнаружению, локализации и снижению масштаба служат системы СУЗ, внутриреакторной технологической дозиметрии, КГО твэлов, фильтрации (в том числе механической) первичного теплоносителя.

Наихудшая из возможных аварий — разрыв первого контура (например, трубопровода большого диаметра) с истечением и потерей всего или значительной части первичного теплоносителя. При этом в результате недостаточного быстрогодействия или производительности систем подпитки и аварийного охлаждения активная зона может оказаться обезвоженной.

Высокая энергонапряженность ядерного топлива в реакторах, достигающая сотен киловатт на литр активной зоны, сопровождается высокими тепловыми потоками [до 1 млн. ккал/(м²·ч)] и температурой: на современных АЭС топливо эксплуатируется при температуре внутри сердечников твэла до 2000 °С и более, а на его поверхности — 350—550 °С [4, 5]. Вследствие этого, а также в результате накопления осколков деления в топливе даже после прекращения цепной реакции активная зона реактора за счет остаточного тепловыделения длительное время остается нагретой выше температуры плавления и летучести многих продуктов деления урана (сразу же после остановки реактора, эксплуатируемого более месяца, остаточное тепловыделение достигает 7% мощности, на которой он работал [6]).

В случае обезвоживания активная зона перегреется и оплавится под действием остаточного тепловыделения*. Первичный теплоноситель, соприкасаясь с перегретым топливом, переходит в пар и наряду с облаком газообразных продуктов деления вызывает повышение давления в боксах и под защитным колпаком ЯЭУ. Если эти помещения локализации, как их называют в инженерной практике, будут разрушены, то газообразные продукты деления выйдут во внешнюю среду. При этом среди биологически значимых радионуклидов оказываются не только РБГ, но и радиоактивные изотопы элементов, летучих при температуре плавления ядерного топлива (табл. 6.2).

Выход облака газообразных радиоактивных веществ в окружающую среду может повлечь за собой поражение людей и других ра-

* При разрыве первого контура СУЗ по сигналу уменьшения давления немедленно автоматически остановит реактор сбросом аварийных стержней.

Таблица 6.2. Выход продуктов деления урана при плавлении топлива [2]

Элементы	Диапазон изменения выхода, %	Наиболее достоверное значение выхода, %	Элементы	Диапазон изменения выхода, %	Наиболее достоверное значение выхода, %
Xe, Kr	50—100	90	Ba, Sr	2—20	10
I, Br	50—100	90	Благородные металлы*	1—10	3
Cs, Rb	40—90	80	Редкоземельные**	0,01—1,0	0,3
Te, Se, Cs	5—25	15	Zr, Nb	0,01—1,0	0,3

* Включая Ru, Rh, Pd, Mo, Tc.

** Включая Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, а также Np, Pu.

диационно-чувствительных компонентов экологических систем на прилегающей местности и вызвать радиоактивное загрязнение окружающей территории, площадь которой зависит от ряда условий и факторов, включая метеорологические.

6.2. Технические средства локализации аварии на АЭС

Основная задача системы безопасности АЭС — предупреждение возникновения и снижения масштабов аварий с потерей первичного теплоносителя (в английской специальной литературе такую аварию называют LOCA — Loss of Coolant Accident). Предупреждение аварий обеспечивается тщательным контролем за качеством изготовления компонентов и узлов первого контура, их сборки (особенно при сварке трубопроводов) и соблюдением режимов эксплуатации. Упомянем, в частности, контроль корпуса реактора и трубок парогенераторов при их изготовлении, испытания насосов первого контура на специальных стендах и др.

Обязательный контроль оборудования АЭС в процессе эксплуатации осуществляется прежде всего за корпусом ядерного реактора, местами его соединения с патрубками и трубопроводами первого контура. Для дистанционного визуального осмотра разработаны телевизионные камеры с большой разрешающей способностью и автоматизированной электронной системой обработки телевизионной информации. Наряду с этим широко применяют методы радиографии, магнитометрии, цветной и ультразвуковой дефектоскопии. Особенно тщательно контролируют сварные соединения трубопроводов, качество изоляции, состояние поверхностей оборудования, систему главного циркуляционного насоса (ГНЦ), вентили и пр.

В 70-е годы получил развитие высокоэффективный метод неразрушающего контроля изделий (в том числе и в рабочем состоянии), основанный на регистрации акустической эмиссии. Принцип его состоит в том, что в процессе зарождения и развития микродефекта

задолго до разрушения изделия или узла оборудования, работающего под нагрузкой, в нем происходят процессы перераспределения напряжений. Возникающая при этом упругая волна может быть с помощью пьезопреобразователей превращена в электрические сигналы, несущие объективную информацию о дефекте и степени его развития. При использовании трех (и более) детекторов можно локализовать микродефекты. Это позволяет своевременно заменить узлы и арматуру до их выхода из строя и избежать разгерметизации особо ответственных систем и барьеров системы аварийной защиты АЭС. Микронеплотности и другие дефекты первого контура обнаруживают также методами технологической дозиметрии и радиометрии (особенно пара и воды второго контура).

Высокую эффективность упомянутые методы продемонстрировали при выявлении скрытых дефектов на ответственных узлах оборудования первого контура некоторых АЭС. Так, на ряде зарубежных АЭС во время планово-предупредительных ремонтов при осмотре внутренних поверхностей первого контура реакторов ВВР были обнаружены многочисленные усталостные трещины в местах сварки патрубков магистральных трубопроводов с корпусом ядерного реактора. Это позволило избежать аварий с обезвоживанием активной зоны. Наряду с техническими средствами большое значение придается предупреждению ошибок операторов. На АЭС работает персонал со специальным образованием, который регулярно совершенствует свои навыки с помощью тренажеров, связанных со специализированными ЭВМ в режиме как обучения (с ответами на любые вопросы по специальности), так и проверки знаний. Одно из достоинств таких тренажеров — возможность проводить подготовку в реальном, ускоренном и замедленном масштабах времени с программированием различных аварийных ситуаций и отработкой правильных действий операторов ЯЭУ. В любых режимах ЭВМ фиксирует результаты практических действий персонала и показывает, к каким возможным последствиям могла бы привести неправильная команда оператора. В итоге стройной системы подготовки, переподготовки и проверки персонала АЭС частота ошибок оператора снижена до уровня 1—2 за реакторо-год [4]. По данным современной эргономики это значение близко к предельно достижимому для человека, при этом вынужденные остановки ЯЭУ не превышают 10—20%. Главные причины таких остановок — отказы оборудования АЭС, в основном ее паросилового цикла вне радиационно-опасной зоны.

В связи с тем что разрыв трубопровода большого диаметра с первичным теплоносителем может повлечь за собой крупную радиационную аварию, при конструировании современных ядерных реакторов принимают различные меры по снижению ее вероятности. К числу главных технических решений относится сокращение общей длины трубопроводов. В реакторах на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем предпочтен и практически опробован предельный вариант такого решения — полное исключение системы внеш-

них трубопроводов путем размещения циркуляционных насосов и ПГ рядом с активной зоной в одном прочном корпусе.

Такая интегральная компоновка, или «моноблочная» установка, имеет несомненные преимущества, хотя при этом существенно возрастают диаметр и высота корпуса (например, в американском проекте АЭС электрической мощностью 1 ГВт с реактором LMFBP — в 1,5 и 1,27 раза соответственно) [5]. Интегральную компоновку имеет, в частности, реактор БН-600, введенный в эксплуатацию на Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова в 1980 г. Другим примером моноблочной установки может служить судовая ЯЭУ с водо-водяным реактором тепловой мощностью 38 МВт, которая была установлена на рудовозе «Отто Ган» (ФРГ) в 1968 г.

подавляющее большинство ЯЭУ на современных АЭС имеет разветвленный первый контур, в связи с чем на них уделяют особое внимание вопросам аварийной защиты. При проектировании, изготовлении и испытаниях такой системы для случаев аварий реактора с потерей теплоносителя и уменьшения их масштаба предусматривают следующие ее функции (рис. 6.1):

- 1) остановка реактора — прервать цепную реакцию деления и прекратить процесс генерации энергии в активной зоне;
- 2) аварийное охлаждение реактора — охладив активную зону, понизить выход радионуклидов из топлива в боксы и другие помещения АЭС;
- 3) улавливание радионуклидов — очистить воздух боксов и других помещений АЭС от поступивших летучих радионуклидов, собрать радиоактивные протечки;
- 4) аварийное охлаждение помещений АЭС — удалить остаточное тепло с целью предотвратить переопрессовку защитного колпака и других помещений локализации аварийного выброса;

- 5) обеспечение газоплотности помещений локализации — предотвратить выход летучих радионуклидов из защитного колпака (или оболочки) и других помещений локализации в окружающую среду.

Для остановки реактора используют предусмотренную на каждой АЭС многоканальную систему контроля нейтронно-физических и теплотехнических параметров активной зоны и систему управления стержнями аварийной защиты (СУЗ). Эта система контроля регистрирует критичность реактора (с помощью специальных реактиметров), плотность потока нейтронов в нескольких точках активной зоны и отражателя, температуру топлива и теплоносителя (в некоторых реакторах — на входе и выходе каждой ТВС), расход и давление первичного теплоносителя в каждой из петель и для многих ТВС, расход, давление и температуру вторичного теплоносителя, а также тепловую мощность ЯЭУ в целом, уровень воды в компенсаторах объема первого контура и наличие электрического питания для работы ГЦН. Для повышения надежности контроля наиболее ответственные детекторы, а также электронные каналы передачи и обработки первичной информации о состоянии активной зоны дублированы. В случае выхода

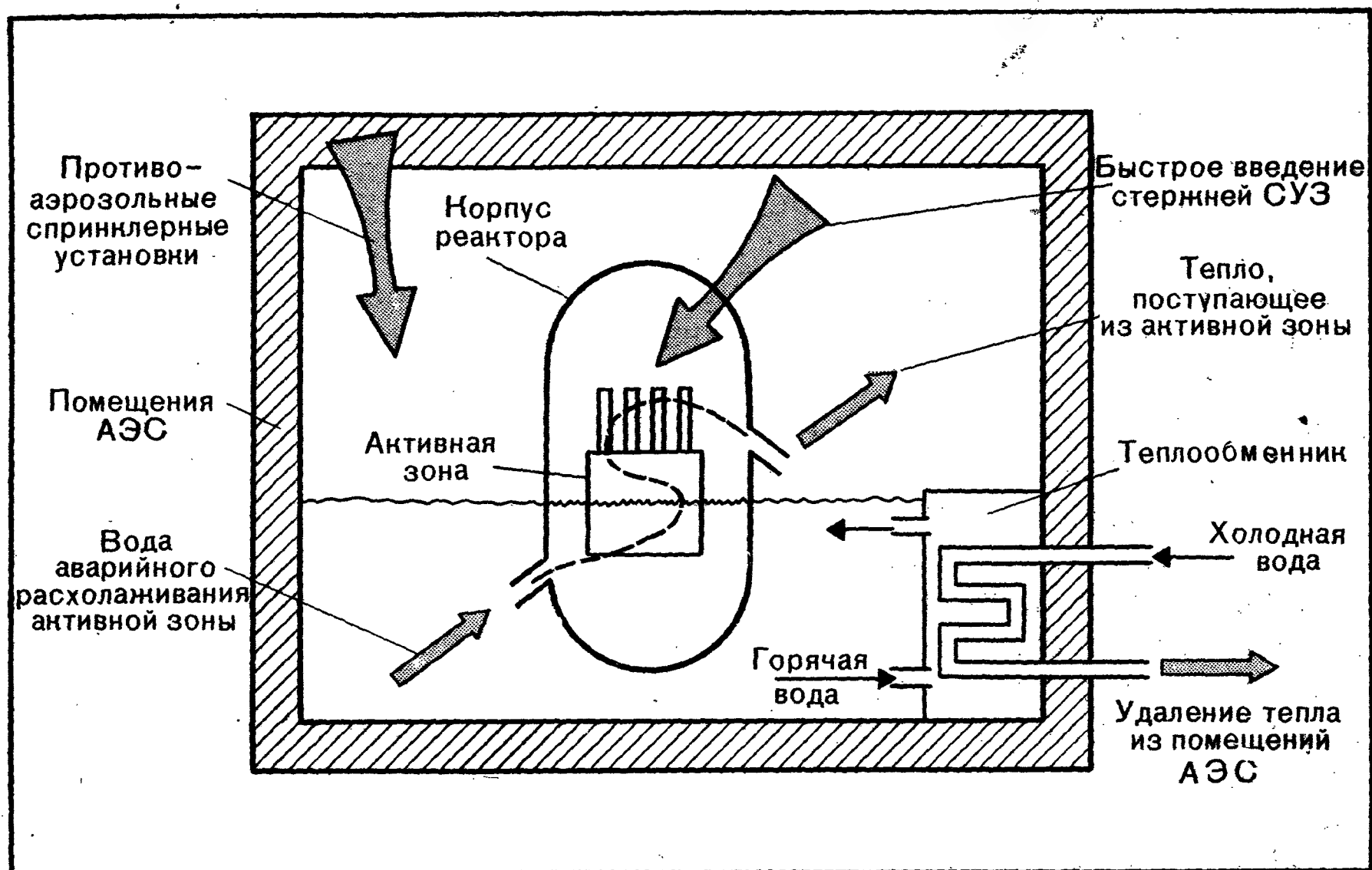


Рис. 6.1. Функции системы защиты реактора при аварии с потерей теплоносителя

любого из перечисленных измеряемых параметров за допустимые пределы, а также обесточивания ГЦН система контроля выдает управляющий электрический импульс, вызывающий быстрое (за доли секунды) сбрасывание аварийных стержней СУЗ и остановку реактора.

Разрыв первого контура на участке, не отсекаемом арматурой, требует полного аварийного расхолаживания реактора. Остаточное тепловыделение, достигающее 7% тепловыделения работающей на полной мощности ЯЭУ, требует немедленного теплоотвода во избежание перегрева ТВЭЛов. С этой целью одновременно со сбросом стержней аварийной защиты предусмотрена подача электрического сигнала для автоматического подключения ГЦН к независимому источнику питания — внешней электрической сети или к резервному дизель-генератору. Время запуска последнего до момента приема нагрузки обычно составляет ~ 20 с [6]. В течение этого времени снабжение электроэнергией ГЦН и других ответственных потребителей, в частности пульты управления ЯЭУ, осуществляется за счет постоянно заряженных аккумуляторных батарей большой мощности и емкости. Наряду с этим предусмотрен режим работы вспомогательного турбогенератора за счет пара, вырабатываемого в ПГ остаточным тепловыделением.

В последние годы особое внимание уделяется разработке таких компонентов и конструкций ЯЭУ, при которых максимально исполь-

зуется естественная циркуляция теплоносителя первого контура. Для предотвращения оплавления твэлов применяют также систему подпитки первого контура, а при особо крупных авариях — проливку активной зоны реактора.

Основные технические средства очистки воздуха в помещениях локализации — спринклерные установки, действие которых основано на увлечении растворимых продуктов деления (особенно радиоизотопов иода) каплями разбрызгиваемой жидкости, фильтры для улавливания радиоактивных аэрозолей, скрубберы и адсорберы для снижения концентрации паров летучих веществ и РБГ. Содержание продуктов деления в воздухе производственных помещений АЭС резко снижается также в результате конденсации паровоздушной смеси, образующейся при истечении первичного теплоносителя из первого контура. Радиоактивный конденсат вместе с водной фазой скрубберов и спринклеров самотеком поступает в дренажный бак штатной системы сбора и переработки жидких радиоактивных отходов АЭС. Воздух с выхода фильтров и адсорберов, включаемых при аварии по рециркуляционной схеме, сбрасывается внутрь герметичных боксов и помещений локализации АЭС.

При аварии вводятся в действие также системы удаления избыточного тепла за пределы ЯЭУ. Технически они выполнены весьма разнообразно — от теплообменников, снабжаемых речной водой, до ледяных конденсаторов.

Рассмотрим более подробно устройство газоплотных помещений локализации. Максимальное давление, которое может возникнуть в газоплотных помещениях, в основном определяется соотношением объемов первого контура и помещений локализации и физико-химическими процессами, сопровождающими взаимодействие перегретого ядерного топлива, первичного теплоносителя и воздуха помещений АЭС. Для реакторов с водой под давлением, доминирующих в современной ядерной энергетике, на основе расчетов и модельных экспериментов принимают внутреннее избыточное давление равным $\sim 0,5$ МПа при температуре $\sim 150\text{—}300$ °С [7]. При этом необходимо учитывать также местные нагрузки от летящих масс разрушающегося оборудования и пароводяной струи высокого давления, усилия от которых измеряются сотнями килоньютон.

В практике большинства зарубежных стран принято сооружать вокруг ЯЭУ защитную оболочку, рассчитанную на максимальное давление, которую изготовляют из специальных сортов стали или предварительно-напряженного железобетона (в расчете на усилия до 10^4 кН в одном арматурном элементе [8]). Так, из ~ 200 блоков АЭС, работавших, сооружавшихся или проектировавшихся в США в середине 70-х годов, на 18 применены стальные оболочки в виде сфер и цилиндров, на 56 — железобетонные (в том числе на 32 — из предварительно-напряженного железобетона) [9]. Такая же железобетонная оболочка сооружена на АЭС «Ловиса», построенной в Финляндии при содействии советских специалистов, и на V блоке НВАЭС с

ВВЭР-1000. Ее размеры — диаметр 47,4 м, высота 76 м [9]. Диаметр стальной сферической оболочки на одной из крупнейших в мире АЭС «Библис-А» (ФРГ) с реактором PWR мощностью 1200 МВт (эл.) достигает 56 м [10].

Наряду с защитными оболочками важную роль в удержании облака летучих радионуклидов, возникающего при крупной аварии на ЯЭУ, играют многочисленные помещения локализации, в которых размещены отдельные участки и узлы (ядерный реактор, ПГ, ГЦН, петли) первого контура.

Советские специалисты предложили защитную систему, полностью исключающую проникновение летучих радионуклидов и радиоактивного пара за пределы помещений локализации. Основа этой системы — лотки, заполненные холодной водой, пространство над ними соединено обратными клапанами с дополнительными герметичными помещениями, так называемыми ловушками воздуха [11]. При разгерметизации первого контура радиоактивный пар заполняет все помещения локализации, давление в них повышается и паровоздушная смесь устремляется к конденсационным устройствам. Здесь паровоздушная смесь барботирует через воду и пар конденсируется, а воздух проникает под кожухи, повышает там давление и, открывая обратные клапаны, попадает в ловушки. В результате этих процессов давление в помещениях локализации падает ниже атмосферного, что обеспечивает их герметичность. Такие системы, полностью предохраняющие окружающую среду от радиоактивных загрязнений даже при аварии с разрушением первого контура, сооружаются на АЭС в СССР и других странах — членах СЭВ.

На новых американских АЭС в тех же целях используется система сдвоенных защитных оболочек с вакуумируемым пространством между ними [12].

Высокая эффективность многобарьерной защиты внешней среды на АЭС подтверждена многолетним опытом эксплуатации. Например, в 70-е годы в США на АЭС с аппаратами PWR за 109 реакторо-лет имели место 212 случаев выброса радионуклидов. Анализ показал, что в 131 случае выбросы определялись газообразными продуктами, в 66 — жидкими, в 11 — смешанными, в остальных 4 случаях — твердыми радиоактивными отходами. В 95% случаев суммарная активность выбросов составляла всего от 0,22 до 1,8 Ки и в одном случае была равна 3085 Ки [13]. Активность максимального выброса не превышает даже допустимого суточного сброса РБГ на АЭС.

В практике эксплуатации ЯЭУ имели место и более серьезные ситуации, связанные с выходом продуктов деления из перегретого ядерного топлива. Так, во время упоминавшегося инцидента на АЭС «Три-Майл-Айленд» ошибочные действия операторов при организации аварийного расхолаживания реактора сопровождались нагревом топлива и циркониевых оболочек твэлов свыше 800 °С. Это повлекло за собой выход газообразных продуктов деления из-под оболочек твэлов, а также водорода — продукта взаимодействия цирко-

ния с водяным паром паровой подушки в верхней части реактора. Однако контур первичного теплоносителя выдержал повышенное давление и радиационные последствия перегрева топлива оказались незначительными. Три сотрудника АЭС при попытке провести нестандартную операцию (дренировать и закрыть вспомогательное здание АЭС для жидких радиоактивных отходов) получили дозы от 3,1 до 3,8 сЗв [3], т. е. больше квартальной (3 сЗв). Дозы облучения населения не превысили 100 мкЗв и были равны в среднем 20 мкЗв (годовой предел дозы для ограниченных групп населения составляет 5000 мкЗв). Приведенные значения равны соответственно 1/3 дозы, получаемой человеком при флюороскопии, и 1/6 дентальной дозы, которую человек получает при рентгеновском снимке зуба.

В июле 1957 г. на экспериментальном реакторе SRE (Айдахо, США) мощностью 20 МВт (тепл.) расплавились и разрушились 12 из 43 твэлов, составляющих активную зону. Причиной этой аварии явилась утечка органической жидкости из вспомогательной системы охлаждения в контур первичного натриевого теплоносителя. В результате отложения продуктов радиолиза на поверхности оболочек твэлов и частичного блокирования потока натрия в некоторых каналах температура топлива возросла сверх рабочей (средняя температура 538 °С, максимальная 649 °С) в такой степени, что часть активной зоны расплавилась и куски твэлов упали на дно корпуса реактора. По приближенным оценкам из твэлов активной зоны в натрий выделилось от 5 до 50 кКи продуктов деления, однако, поскольку первый контур оставался герметичным, ухудшения радиационной обстановки не произошло. Ввиду высокой собственной активности натрия первого контура разрушения активной зоны не было обнаружено до начала ревизии каналов активной зоны [14].

К настоящему времени накоплен большой опыт эксплуатации АЭС в условиях ядерной и радиационной безопасности. При интегральной наработке более 3000 реакторо-лет на АЭС мира не было ни одного случая аварии, которая сопровождалась бы радиационным ущербом для внешней среды и населения прилегающего района. Опыт обеспечения ядерной и радиационной безопасности обобщен специалистами в сводах соответствующих правил, выпускаемых МАГАТЭ и другими международными и национальными организациями [15]. Большое число соответствующих нормативных документов выработано и опубликовано и в нашей стране [16]. В отличие от международных рекомендаций они имеют обязательный характер для проектирования, строительства и эксплуатации отечественных АЭС.

6.3. Последствия радиационной аварии на АЭС

В практике проектирования ЯЭУ для АЭС длительное время применяется концепция максимальной проектной аварии (МПА). При этом разработчики проекта АЭС вынуждены исходить из обязательного требования реализовать все известные инженерные средства с целью

Таблица 6.3. Стоимость некоторых систем безопасности на АЭС США [17]

Система	Стоимость, 10 ⁶ долл/год	Снижение кол- лективной дозы, чел-Зв/год	Стоимостной показатель, 10 ³ долл/чел-Зв
Аварийного расхолаживания	1,5	$1,1 \cdot 10^3$	1,4
Аварийного энергоснабжения	2,0	$1,8 \cdot 10^2$	11,1
Защитная оболочка	3,0	6,8	44,1
Рекомбинации водорода	0,04	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^4$

исключить аварийное переоблучение населения на прилегающей местности. Именно в эти годы были узаконены дозы аварийного облучения (25 сЗв для всего тела и 100 сЗв для щитовидной железы) и размеры санитарно-защитной зоны, за пределами которой население не должно пострадать даже в случае ПВА (МПА). В результате такого подхода для повышения надежности на ЯЭУ внедряли усовершенствованные системы обеспечения безопасности, несмотря на то что часто это удорожало стоимость реакторных систем и АЭС в целом. Так, по американским данным в 1960 г. на одной АЭС в среднем применялось 17 систем безопасности, в 1966 г. — 25, в 1972 г. — 40 и в 1978 г. — 50 [17]. Следует особо отметить, что в это число включены только системы, обязательные согласно требованиям Комиссии по ядерному регулированию США. Затраты, связанные с разработкой некоторых таких систем, характеризуют данные табл. 6.3.

В последние годы концепция приемлемого риска (см. § 4.2) привела к применению количественных методов теории надежности при разработке систем локализации и противоаварийной защиты АЭС. Главные преимущества такого подхода — выявление критических участков разрабатываемых систем, выработка обоснованных требований их резервирования, определение необходимой надежности используемого оборудования. Отметим, кстати, что по современным данным частота отказов отдельных элементов АЭС составляет от $1 \cdot 10^{-3}$ до $5 \cdot 10^{-4}$ на 1000 ч при работе 8000 ч в год [18], что близко к частоте отказов оборудования на обычных электростанциях.

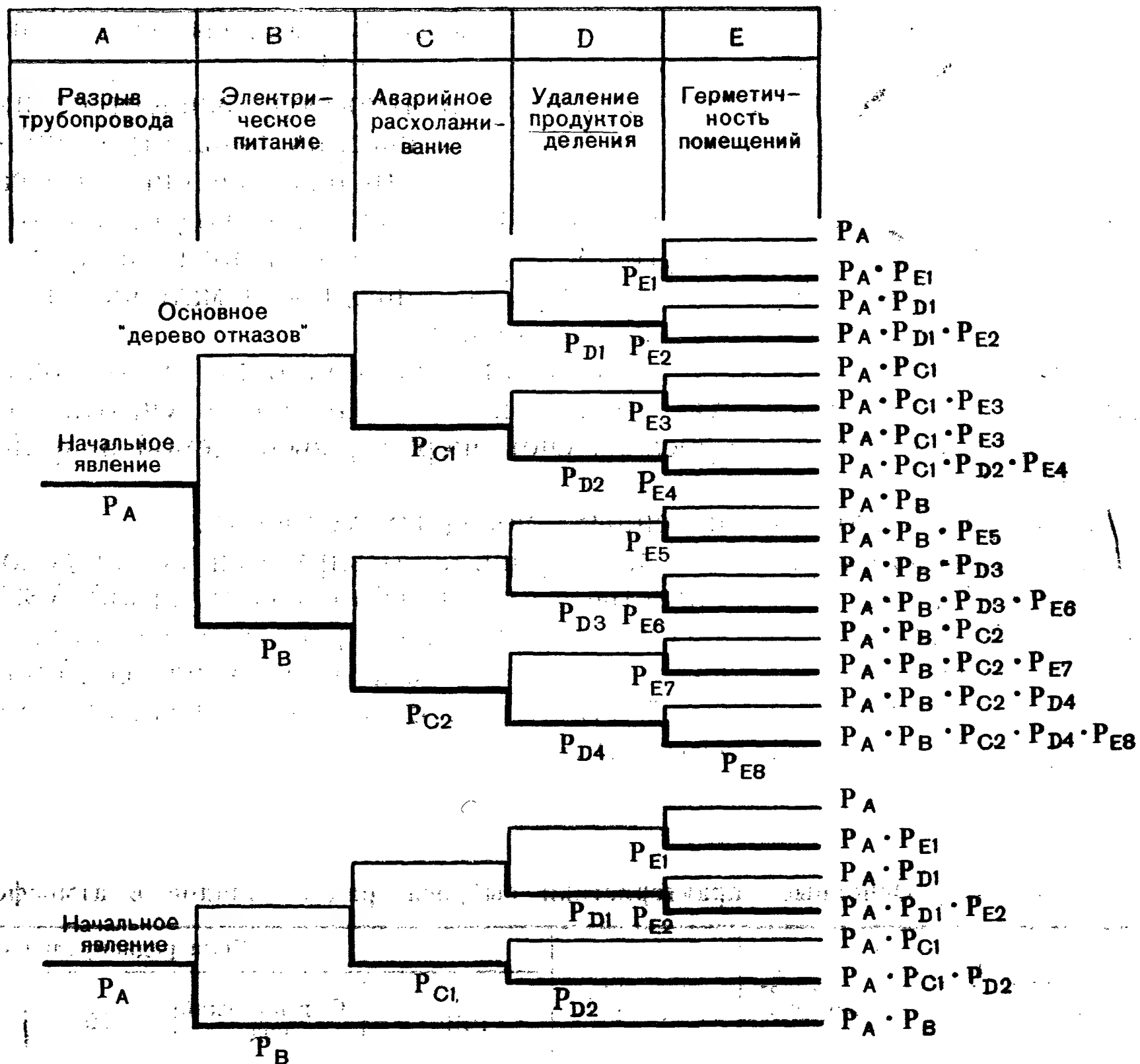
Методика оценки риска включает три больших этапа: 1) анализ потенциально возможных аварий ЯЭУ с целью количественной оценки вероятности и активности выбросов в окружающую среду; 2) расчеты коллективных доз облучения населения на основе данных о выбросах с привлечением геофизических и демографических сведений; 3) оценки радиационного риска, обусловленного потенциально возможными авариями с учетом вероятности различных радиоактивных выбросов, коллективных доз облучения и зависимости радиобиологических эффектов от дозы. Для оценки значения риска эти данные сопоставляют с данными о «приемлемом» риске нерадиационной природы.

На первом этапе необходимо рассмотреть последствия отказов различных систем, узлов и элементов оборудования АЭС. По изложенным

выше причинам при этом, как правило, ограничиваются анализом аварий типа LOCA. Развитая для этого техника расчетов получила образное название «дерева событий» (рис. 6.2). Из начального явления, как из корня, разрастается дерево различных последствий, характеризуемых вероятностями P_i . Даже на упрощенной схеме хорошо видна многоэтажность иерархии отказов. На реальной АЭС она намного сложнее, что вынуждает применять ЭВМ для перебора большого количества вариантов и проведения соответствующих расчетов. К настоящему времени разработаны, отлажены и опробованы разнообразные программы таких расчетов; они включают варианты с сокращением и отбрасыванием отдельных ветвей и «листьев» дерева событий. (При этом разработан подход, позволяющий уменьшить до приемлемого уровня влияние субъективных факторов такого отбрасывания [19].) В результате создано дерево событий такой общности, что оно может быть с минимальными изменениями использовано в каждом конкретном случае при оценке вероятности и последствий гипотетической или реальной аварийной ситуации на ЯЭУ [20].

Важнейшая часть подобных расчетов — машинный сбор, обработка и анализ данных, характеризующих качество работы узлов и агрегатов ЯЭУ. Такая информация позволяет упростить дерево событий, выработать количественные требования для своевременной модернизации конструкций, корректировки эксплуатационных инструкций и руководств по ремонту оборудования ЯЭУ, а также обосновать решение о необходимости дублирования узлов и агрегатов, для которых еще не достигнута заданная степень надежности [21].

Радиационная опасность потери теплоносителя определяется количеством радионуклидов, аккумулированных в твэлах при работе реактора и выделяющихся при оплавлении топлива. Радиоактивные вещества, выходящие из активной зоны реактора, подвергаются воздействию различных физических и химических процессов, в результате чего суммарная активность выброса в окружающую среду существенно снижается. Таковы, в частности, процессы естественной конденсации и осаждения на поверхностях внутри помещений АЭС, вымывания продуктов деления системами орошения (в частности, спринклерными), улавливания радионуклидов фильтрами специальных систем очистки, и наконец, радиоактивного распада. Выход осколков из топлива, перечисленные физико-химические процессы в помещениях АЭС и тип повреждения защитной оболочки — главные факторы, определяющие радиоактивный выброс в окружающую среду. Для расчета этой величины разработаны машинные программы, например программа CORAL (США) [2], позволяющая оценить активность каждого из 54 биологически значимых радионуклидов. Числовые значения констант, используемых в таких расчетах, получены в результате многочисленных модельных экспериментов, имитирующих возможные аварийные ситуации на ЯЭУ. Недостаточность этой информации и, главное, отличие упрощенных моделей от реальных ситуаций при разрыве контура первичного теплоносителя вынуждают



рах этих расчетов, в частности о доле радионуклидов, выходящих из активной зоны реактора, содержится в табл. 6.4.

Последствия выброса радионуклидов в атмосферу зависят от их активности и изотопного состава, от геофизических параметров приземного слоя воздуха, определяющих скорость разбавления выброса в окружающей среде, от количества и распределения людей, животных, сельскохозяйственных угодий, жилых, общественных и производственных строений в зоне выброса, от пригодности материальных ценностей для дальнейшего использования.

При расчетах атмосферной диффузии радионуклидов используют методику, кратко описанную в гл. 5, но дополнительно учитывают:

1) степень нагрева выброса за счет энергии, выделяемой аварийной ЯЭУ;

2) информацию о «мгновенных» погодных условиях.

Для упрощения расчетов, как правило, базируются не на демографических данных о количестве жителей вблизи конкретной АЭС, а на предположении, что население равномерно распределено по площади радиусом 50 км. Расчет выполняют для одного из секторов в 22,5°, который выбирают в соответствии с частотой погодных условий, присущих данной местности.

Таблица 6.4. Основные характеристики выброса радионуклидов в атмосфере

Категория выброса	Продолжительность выброса, ч	Высота выброса, м	Доля радионуклидов,		
			РБГ	Органический иод	Иод
Реактор					
1	0,5	25	0,9	$6 \cdot 10^{-3}$	0,7
2	0,5	0	0,9	$7 \cdot 10^{-3}$	0,7
3	1,5	0	0,8	$6 \cdot 10^{-3}$	0,2
4	3,0	0	0,6	$2 \cdot 10^{-3}$	0,09
5	4,0	0	0,3	$2 \cdot 10^{-3}$	0,03
6	10,0	0	0,3	$2 \cdot 10^{-3}$	$8 \cdot 10^{-4}$
7	10,0	0	$6 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-5}$
8	0,5	0	$2 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-6}$	10^{-4}
9	0,5	0	$3 \cdot 10^{-6}$	$7 \cdot 10^{-9}$	10^{-7}
Реактор					
1	2,0	25	1,0	$7 \cdot 10^{-3}$	0,4
2	3,0	0	1,0	$7 \cdot 10^{-3}$	0,9
4	3,0	25	1,0	$7 \cdot 10^{-3}$	0,1
5	2,0	25	0,6	$7 \cdot 10^{-4}$	$8 \cdot 10^{-4}$
6	5,0	150	$5 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$6 \cdot 10^{-11}$

* Включая Mo, Rh, Te, Co.
** Включая Nd, Y, Ce, Pr, La, Nb, Am, Cm, Pu, Np, Zr.

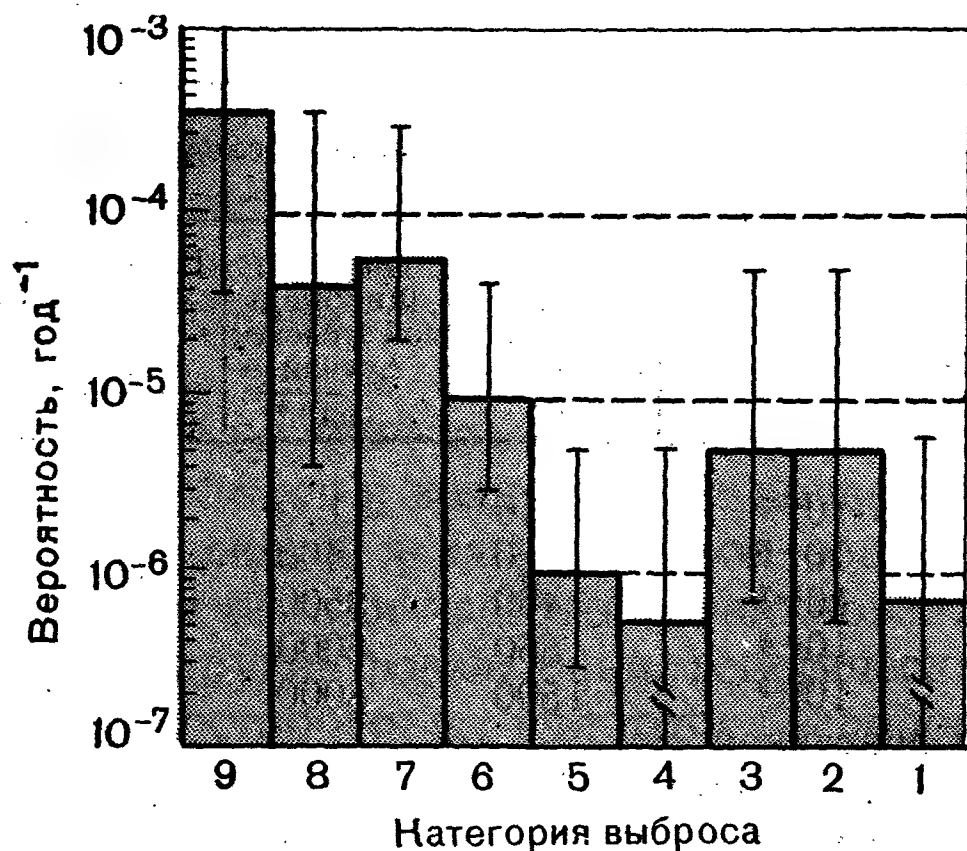


Рис. 6.3. Гистограмма вероятности аварий для реактора PWR [2]

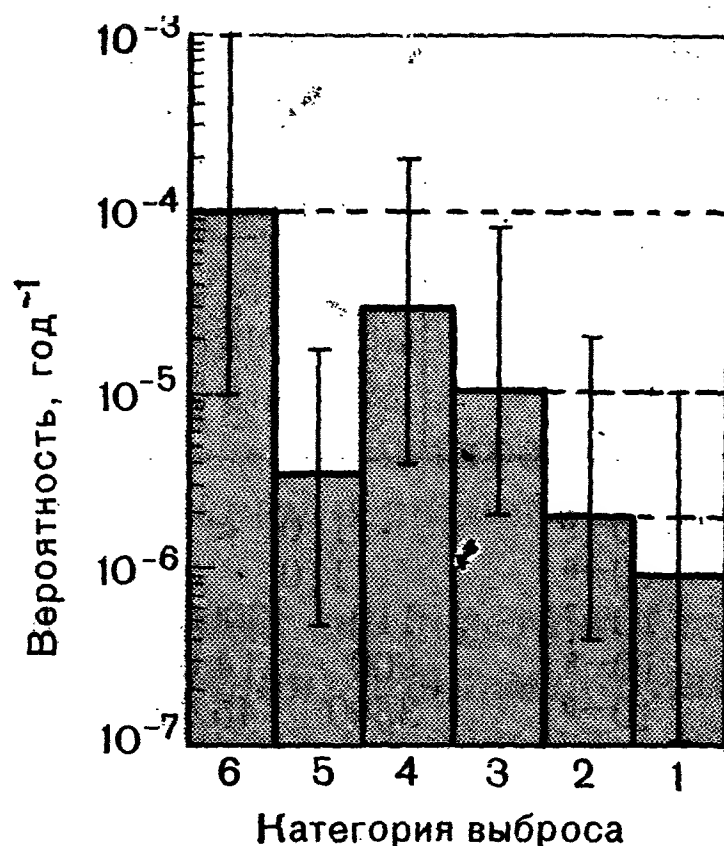


Рис. 6.4. Гистограмма вероятности аварий для реактора BWR [2]

ру при различных аварийных ситуациях на АЭС [2]

выходящих в атмосферу

Cs—Rb	Te—Sb	Ba—Sr	Ru*	La**
-------	-------	-------	-----	------

PWR

0,4	0,4	0,05	0,4	$3 \cdot 10^{-3}$
0,5	0,3	0,06	0,02	$4 \cdot 10^{-3}$
0,2	0,3	0,02	0,03	$3 \cdot 10^{-3}$
0,04	0,03	$5 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-3}$	$4 \cdot 10^{-4}$
$9 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-3}$	10^{-3}	$6 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-5}$
$8 \cdot 10^{-4}$	10^{-3}	$9 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-5}$	10^{-5}
10^{-5}	$2 \cdot 10^{-5}$	10^{-6}	10^{-6}	$2 \cdot 10^{-7}$
$5 \cdot 10^{-4}$	10^{-6}	10^{-8}	0	0
$6 \cdot 10^{-7}$	10^{-9}	10^{-11}	0	0

BWR

0,4	0,7	0,05	0,5	$5 \cdot 10^{-3}$
0,5	0,3	0,1	0,03	$4 \cdot 10^{-3}$
0,1	0,3	0,01	0,02	$3 \cdot 10^{-3}$
$5 \cdot 10^{-3}$	$4 \cdot 10^{-3}$	$6 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-4}$	10^{-4}
$4 \cdot 10^{-9}$	$8 \cdot 10^{-12}$	$8 \cdot 10^{-11}$	0	0

Таблица 6.5. Расчетные оценки немедленных и отдаленных последствий радиационной аварии на АЭС [2]

Вероятность аварий*, год ⁻¹	Немедленные последствия			Вероятность аварий*, год ⁻¹	Отдаленные последствия		
	Смертные случаи	Острая лучевая болезнь	Потери имущества, млрд. долл.		Смерть от рака**, случай/год	Опухоли щитовидной железы, случай/год**	Генетические эффекты, случай/год***
$5 \cdot 10^{-5}$	<1,0	<1,0	<1,0	$5 \cdot 10^{-5}$	<1,0	<1,0	<1,0
10^{-6}	1,0	300	0,9	10^{-6}	170	1400	25
10^{-7}	110	3000	3	10^{-7}	460	3500	60
10^{-8}	900	14 000	8	10^{-8}	860	6000	110
10^{-9}	3300	45 000	14	10^{-9}	1500	8000	170
Спонтанная частота возникновения эффекта					17 000	8000	8000

* Эта величина соответствует вероятности расплавления активной зоны на 1 реакторо-год.

** Такая частота будет наблюдаться в течение 10—40 лет после радиационной аварии.

*** Эта частота присуща одному поколению, рожденному после радиационной аварии.

Консервативность таких расчетов состоит в том, что не принимаются во внимание эффекты непостоянства скорости и направления ветра, частичной дезактивации поверхности почвы дождевыми осадками и возможность проникновения нагретого выброса радионуклидов через инверсионный слой (последний характеризует собой случай наименьшего разбавления в приземном слое атмосферы). Таким образом, на этой стадии оценки последствий радиационной аварии возможный эффект частично завышается вследствие пренебрежения перечисленными факторами. В результате этой стадии расчетов для каждого из 54 биологически значимых радионуклидов находят концентрации в воздухе и на уровне земли в зависимости от времени после выброса и расстояния до реактора.

При оценке доз облучения населения в результате аварии на АЭС различают три типа воздействия:

1) острое внешнее β -, γ -облучение за счет проходящего облака летучих радионуклидов (минуты, часы после выброса);

2) острое и подострое внутреннее облучение вследствие радиоактивных выпадений из облака и потребления воды, молока и свежих овощей из загрязненного района (дни, недели после аварий);

3) хроническое облучение в результате потребления зерновых и корнеплодов, загрязненных долгоживущими радионуклидами (месяцы, годы после аварии).

В первом случае доминирующим источником радиационной опасности являются РБГ, во втором — радиоактивные изотопы иода, в третьем — ^{90}Sr и ^{137}Cs . Наличие преобладающих факторов позволяет

упростить соответствующие расчеты и в каждом из случаев предложить и осуществить меры по защите населения. В первом случае — это укрытие или эвакуация, во втором и третьем — радиометрический и дозиметрический контроль активности продуктов питания и обеспечение населения радиационно чистым продовольствием.

Последняя фаза расчетов последствий аварийного выброса с АЭС — оценка доз и радиобиологических эффектов внешнего и внутреннего облучений населения на основе сведений о концентрациях радионуклидов в воздухе и на почве и предположений о времени пребывания людей в загрязненной зоне.

Для оценки частоты возникновения отдаленных последствий (лейкозы, другие формы рака, генетические повреждения) принимают наиболее осторожную гипотезу беспороговой линейной зависимости эффекта от дозы и численные значения риска, предложенные МКРЗ. В некоторых ранее опубликованных оценках, в частности в докладе Расмуссена, использованы рекомендации Национальной академии наук США [22], предлагающие вдвое более высокие значения риска, однако подобное расхождение несущественно для конечных итогов расчета. Результаты расчетов острых и отдаленных последствий радиационной аварии на АЭС представлены в табл. 6.5.

6.4. Сопоставление радиационного и нерадиационного рисков

Из результатов проведенных расчетов следует, что для реакторов в сооруженных в середине 70-х годов, наиболее вероятна авария с расплавлением активной зоны. Она может произойти один раз в 20 тыс. лет. Ее вероятные последствия таковы: смертей — менее 1 случая, заболеваний острой лучевой болезнью — менее 1 случая, отдаленных последствий — менее 1 случая, генетических повреждений — менее 1 случая, финансовый ущерб — 100 тыс. долл. (без учета стоимости повреждений на самой АЭС).

Сопоставление этих данных со спонтанной частотой возникновения злокачественных заболеваний и генетических повреждений (последняя строка в табл. 6.5) свидетельствует, что радиационный риск, присущий авариям на современных АЭС, пренебрежимо мал. К такому же заключению приводит сопоставление вероятности риска гибели от причин нерадиационной и радиационной природы: $6 \cdot 10^{-4}$ и $3 \cdot 10^{-9}$ случаев в год соответственно для населения, проживающего на территории со 100 АЭС (табл. 6.6). Следует дополнительно отметить, что вероятность $3 \cdot 10^{-9}$ случаев в год получена в предположении, что не далее 30 км от этих 100 АЭС проживает 15 млн. человек. Если же использовать численность всего населения США (примерно 200 млн. человек), где количество АЭС приближается к 80, то радиационный риск составит $2 \cdot 10^{-10}$ случаев в год.

Нетрудно видеть, что вероятность гибели в результате радиационной аварии на АЭС в 10 тыс. раз меньше, чем при движении в автомобиле и примерно в 100 раз ниже вероятности быть убитым ударом мол-

Таблица 6.6. Индивидуальный риск гибели для граждан США [2]

Причина или место аварии	Число погибших в 1969 г.	Индивидуальный риск, год ⁻¹	Причина или место аварии	Число погибших в 1969 г.	Индивидуальный риск, год ⁻¹
Автомобильная катастрофа	55 791	3·10 ⁻⁴	Падающие предметы	1271	6·10 ⁻⁶
Падение	17 287	9·10 ⁻⁵	Электротравмы	1148	6·10 ⁻⁶
Пожары и ожоги	7451	4·10 ⁻⁵	Железнодорожный транспорт	884	4·10 ⁻⁷
Утопление	6181	3·10 ⁻⁵	Удар молнии	160	5·10 ⁻⁶
Отравление	4516	2·10 ⁻⁵	Ураганы	90*	4·10 ⁻⁷
Охота	2309	1·10 ⁻⁵	Другие	8695	4·10 ⁻⁵
Промышленные предприятия (1968 г.)	2054	1·10 ⁻⁵			
Водный транспорт	1743	9·10 ⁻⁶	Все аварии	115 000	6·10 ⁻⁴
Авиация	1778	9·10 ⁻⁶	Радиационные аварии (на 100 АЭС)	0	3·10 ^{-9**}

* Среднее за 1901—1971 гг.
** В предположении, что контингент жителей составляет 15 млн. чел и с учетом только острых поражений.

Таблица 6.7. Частота крупных стихийных бедствий и техногенных аварий в США [2]

Тип явления	Частота случаев с гибелью	
	100 чел. и более	1000 чел. и более
Природные		
Торнадо	1 в 5 лет	Очень мала
Ураган	1 в 5 лет	1 в 25 лет
Землетрясение	1 в 20 лет	1 в 50 лет
Падение метеорита	1 в 10 ⁵ лет	1 в 10 ⁶ лет
Техногенные		
Авиакатастрофа	1 в 2 года	1 в 2000 лет
Пожар	1 в 7 лет	1 в 200 лет
Взрыв	1 в 16 лет	1 в 120 лет
Отравление	1 в 100 лет	1 в 1000 лет
Радиационные аварии на 100 АЭС	1 в 10 ⁵ лет	1 в 10 ⁶ лет

нии. Сопоставление с частотой гибели при других стихийных бедствиях (рис. 6.6) показывает, что радиационный риск близок только к вероятности падения крупного метеорита, способного пройти через толщу атмосферы и достичь земной поверхности. Вероятность гибели от всех других явлений меньше в ~ 1000 раз. Примерно таково же

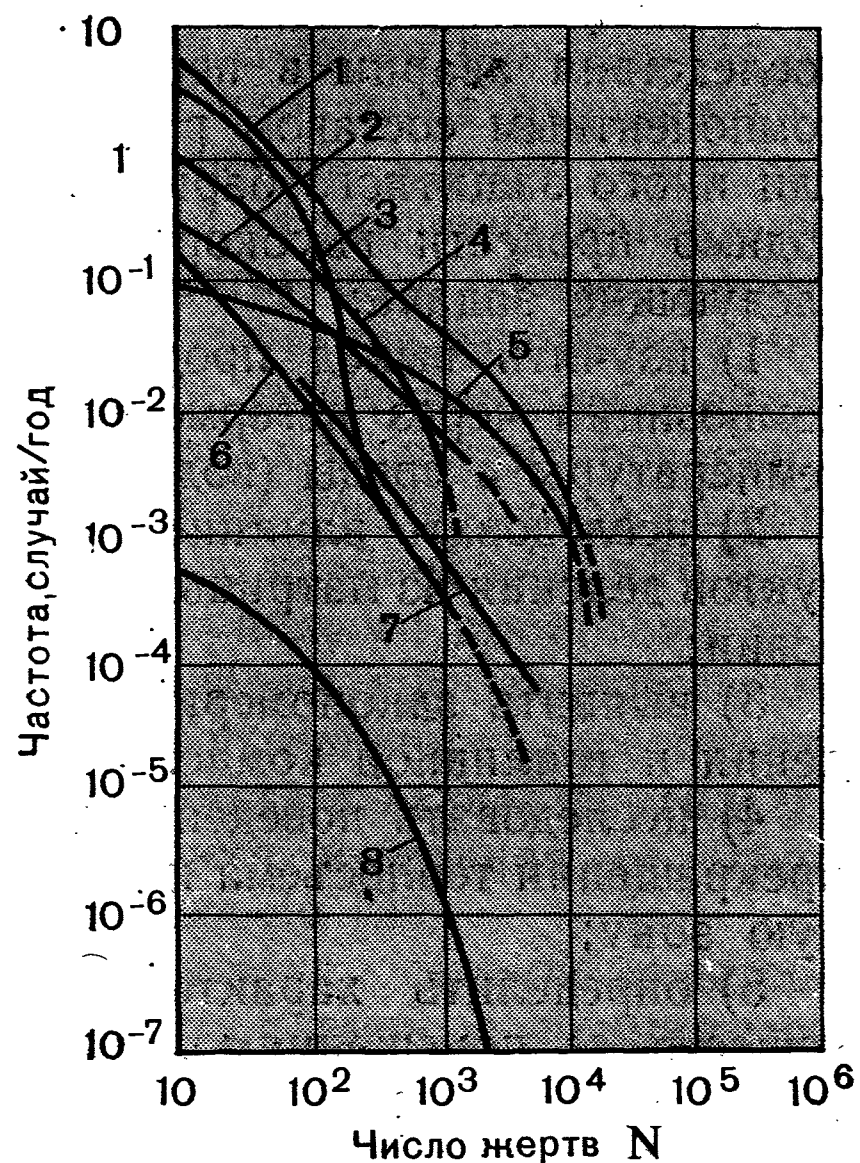
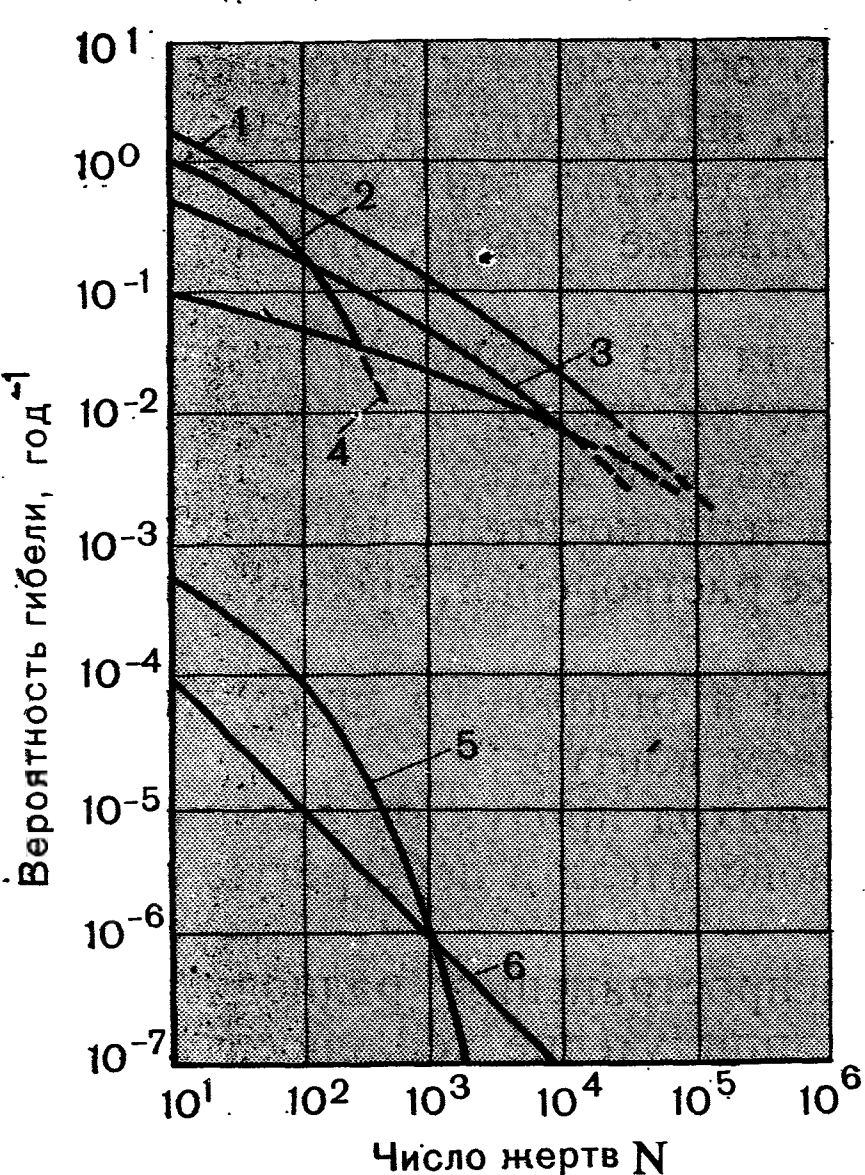


Рис. 6.5. Вероятность гибели из-за стихийных бедствий и аварий на АЭС для населения страны со 100 АЭС:

1 — все стихийные бедствия; 2 — смерчи; 3 — ураганы; 4 — землетрясение; 5 — радиационные аварии на 100 АЭС; 6 — падение метеоритов

Рис. 6.6. Частота техногенных аварий с числом жертв больше N (кроме автомобильных аварий):

1 — всего аварий; 2 — взрывы; 3 — все авиакатастрофы; 4 — пожары; 5 — прорывы плотин; 6 — авиакатастрофы на Земле; 7 — выбросы хлора; 8 — радиационные аварии на 100 АЭС

соотношение вероятностей гибели при радиационной аварии на АЭС и при любых других видах техногенной деятельности — от авиационных катастроф до утечки токсических веществ на химических предприятиях (рис. 6.6).

В заключение целесообразно сопоставить приведенные расчетные оценки частоты и последствия радиационных аварий на АЭС с вероятностью других явлений (как природных, так и техногенных) и их последствиями (табл. 6.7).

Не следует, однако, переоценивать успехи в области противоаварийной защиты АЭС. Фактически предложены теоретические модели, описывающие некоторые виды радиационных аварий на ЯЭУ, и проведены экспериментальные исследования, частично моделирующие такие аварии. К настоящему времени не разработаны ни оптимальная инженерная система защиты окружающей среды при радиационных авариях, ни универсальная методика расчета даже важнейших аспектов аварийных ситуаций на АЭС.

Выше уже было отмечено, что масштаб опасности и радиационные последствия аварии в первую очередь обусловлены активностью и компонентным составом радионуклидов, выходящих за пределы того или иного защитного барьера. Для определения этих величин необходимо провести высокорadiационно-опасные опыты, чтобы решить следующие задачи:

1) изучить выход продуктов деления из различных топливных композиций через негерметичные оболочки твэлов в зависимости от температуры и среды (вода, пар, газ, жидкий металл);

2) исследовать влияние первичного теплоносителя на выход продуктов деления из матрицы твэлов при ее растворении, эрозии или коррозии;

3) выявить закономерности переноса и отложения продуктов деления и топливной композиции в первом контуре;

4) исследовать поведение твэлов и выход продуктов деления при прекращении теплосъема и подаче теплоносителя в перегретую активную зону;

5) определить характеристики распространения радиоактивных веществ по помещениям локализации при утечке теплоносителя из первого контура;

6) изучить физико-химические формы и соединения особо опасных радионуклидов;

7) выявить масштабный фактор для моделирования аварийных процессов на ЯЭУ.

На проведение этих важнейших научно-исследовательских работ в области радиационной безопасности нацелены коллективы специалистов как в СССР, так и за рубежом. Уточнение перечисленных констант позволит уменьшить коэффициенты запаса и существующую неопределенность результатов расчетов при анализе последствий радиационных аварий, а также оптимизировать системы предупреждения и снижения масштаба аварий на АЭС.

6.5. Аварийные ситуации на АЭС с перспективными реакторами

В конце 70-х годов легководные водо-водяные реакторы стали практически использовать в системах теплоснабжения. Рассмотрим особенности обеспечения безопасности АСТ, которые отличаются от АЭС в двух отношениях: 1) АСТ приближены к крупным населенным пунктам (при расстоянии до города более 15 км АСТ становятся экономически невыгодными); 2) сетевой теплоноситель АСТ потенциально может содержать радиоактивные загрязнения.

Приближение АСТ к крупным городам на два-три порядка увеличивает риск для населения города подвергнуться радиационному воздействию в случае аварийного выброса значительных количеств радионуклидов. Поэтому к проектам АСТ предъявляют дополнительные требования, главным из которых является наличие мер по предотвращению плавления твэлов при повреждениях корпуса реактора. Наи-

более опасна авария с разгерметизацией первого контура. Чтобы исключить обезвоживание активной зоны при таких авариях, на АСТ предусмотрен ряд конструктивных решений: корпус реактора размещен в герметичной шахте, рассчитанной на давление, которое возникает в момент аварии; выбраны соответствующие объемы корпуса и шахты реактора; используют быстродействующие запорную арматуру и систему охлаждения активной зоны. По существующим оценкам реализация таких технических мероприятий при проектировании АСТ уменьшает выброс радиоактивного йода за пределы первого контура при ПВА (предельно возможной аварии) по крайней мере в 10 тыс. раз, а РБГ — в 100 раз по сравнению с аварийными выбросами на АЭС с ВВЭР. При таком выбросе дозы облучения щитовидной железы и внешнего облучения критической группы населения на расстоянии 1 км от АСТ будут порядка 0,1 мкЗв. В результате любых других аварий на АСТ индивидуальные дозы облучения населения не превысят 10^{-2} мкЗв, коллективные дозы — 10^3 чел-Зв [23].

Безопасность населения при использовании сетевой воды обеспечивается трехконтурной технологической схемой с промежуточным контуром. Давление воды в этом контуре меньше, чем в сетевом, что исключает протечки воды промежуточного контура в сетевой при любых режимах работы реакторной установки, включая аварийные ситуации.

Рассмотрим особенности обеспечения безопасности АЭС с перспективными реакторами на быстрых нейтронах. При анализе и оценке безопасности первого поколения таких реакторов (1950—1970 гг.) учитывали прежде всего успешный опыт эксплуатации ядерных установок и АЭС с реакторами на тепловых нейтронах, которые получили опережающее развитие. Уникальность первых исследовательских реакторов на быстрых нейтронах БН-5, БН-10, БОР-60 с точки зрения их безопасности определяют следующие факторы: 1) высокая химическая активность натрия по отношению к воде и кислороду и недостаточный опыт работы с жидкими металлами; 2) высокие температура и удельная активность теплоносителя; 3) большие теплонапряженность активной зоны и подогрев теплоносителя в реакторе в сочетании с относительно низкой теплопроводностью нержавеющей стали, используемой в качестве конструкционного материала; 4) малое время жизни мгновенных нейтронов и малая доля запаздывающих нейтронов для плутониевого топлива [24].

Экспериментальные исследования и опыт эксплуатации первых реакторов на быстрых нейтронах позволили найти удовлетворительные решения поставленных вопросов и сместили центр тяжести на другие — положительный натриевый пустотный эффект реактивности, распухание конструкционных материалов, высокую степень радиационной опасности при ремонтных работах и потенциальных авариях. Разработка и эксплуатация с 1973 г. установки БН-350 мощностью 650 МВт (тепл.) дали необходимые данные для решения новых проблем в области безопасности.

При оценке безопасности первого поколения реакторов на быстрых нейтронах в аварийных режимах был использован метод логического анализа реально возможных ситуаций с расчетным изучением последствий при отказах тех или иных защитных и локализирующих систем аварийной защиты (по мощности и скорости ее нарастания), а также аварий с глубоким снижением расхода теплоносителя через реактор. Поскольку в таких случаях необходимо особо высокое быстродействие аварийной защиты, в реакторах на быстрых нейтронах предусмотрена защита по параллельным каналам (с обнаружением опасных отклонений и остановкой реактора) и по нескольким параметрам. Например, на реакторе БН-600 аварийный сигнал отключения насосов первого контура формируется по каналам исчезновения электроснабжения, уменьшения оборотов насосов и снижения расхода через реактор. После выпуска проектов, экспериментальной проверки и определения характеристик макетов или головных образцов оборудования, приборов и систем проводился повторный анализ возможных аварийных ситуаций с учетом полученных выходных данных.

В проектах реакторов на быстрых нейтронах (вплоть до БН-600) не рассматривали такие маловероятные аварии, как обесточивание натриевых циркуляционных насосов с одновременным отказом всех стержней СУЗ, постулированный ввод положительной реактивности и др. Особому анализу была подвергнута возможная авария с потерей теплоносителя. В применении к реакторам с натриевым теплоносителем (низкое давление в первом контуре в сочетании с использованием высокопластичных конструкционных материалов) было принято решение считать исключительно малой вероятностью такой ситуации. По этой причине в проекте реактора БН-350 такая авария не рассматривалась [24].

Существенные преимущества имеет интегральная компоновка первого контура аппарата БН-600. Если опыт длительной эксплуатации таких реакторов покажет, что в них не возникает дополнительных принципиальных трудностей (при монтаже, ремонте, инспекции оборудования и систем), то предпочтение, видимо, будет отдано интегральным компоновкам, как более безопасным и компактными.

С точки зрения аварийного расхолаживания натрия — наилучший из освоенных теплоносителей. Большой запас до температуры кипения при атмосферном давлении (400—500 °С) и высокие коэффициенты теплоотдачи в режимах естественной циркуляции позволяют выносить тепло из активной зоны и аккумулировать его в элементах конструкции и теплоносителе без разрушения активной зоны даже в ситуации длительного прекращения подачи воды в парогенераторы. Скорость повышения температуры в первом контуре больших БН составляет при этом 20—50 °С/ч, что дает возможность своевременно ввести дополнительные средства аварийного расхолаживания.

Отличительная особенность реакторов с натриевым теплоносителем — необходимость использования противопожарных мероприятий на случай утечки натрия из контуров, особенно из первого. Ра-

дикальными средствами, которые используют для локализации выбросов в последнем случае, являются герметичные кожухи вокруг оборудования и герметичные помещения первого контура, заполненные инертным газом, с замкнутой системой технологической вентиляции.

В качестве обязательных дополнительных противопожарных мер используются стальная облицовка помещений, устройство специальных сливов и поддонов различного исполнения с гидрозатворами, иногда — система объемного пожаротушения. Опыт эксплуатации БОР-60 и БН-350 показал, что для достижения приемлемой герметичности помещений первого контура требуются проведение серьезных проектных разработок и тщательное выполнение монтажных работ.

Относительно потенциально возможного выброса радиоактивных веществ во внешнюю среду следует подчеркнуть, что иод эффективно (более 90%) удерживается натрием. Выход продуктов деления из дефектных ТВЭЛов составляет: РБГ — 30%, ^{137}Cs — 30%, ^{131}I — 2%, ^{140}Ba — ^{140}La и ^{95}Zr — ^{95}Nb — 0,3% [24]. Суммарная активность РБГ в газовой системе БН-600 — около 2,5 кКи, что ниже допустимой активности суточного выброса даже в случае аварийного сброса газа из газовой полости.

К изложенному добавим, что АЭС «Феникс» (Франция) с реактором на быстрых нейтронах по опыту двухлетней эксплуатации признана исключительно «чистой» энергетической системой по отношению к окружающей среде: хотя в первом контуре удельная активность ^{24}Na составляла 6 Ки/л (^{22}Na — до 0,22 мКи/л), коллективная доза облучения персонала не превышала 0,03 чел-Зв, средняя индивидуальная доза — 100 мкЗв (0,2% допустимой). За два года общая активность газообразных отходов составила 508 Ки, жидких — 157 Ки.

Приведенные данные позволяют утверждать, что успешно решена задача радиационной защиты внешней среды и населения прилегающего района как при нормальной эксплуатации, так и при потенциально возможных аварийных ситуациях на перспективных ЯЭУ.

Глава 7

Радиационная безопасность ядерного топливного цикла

7.1. Предприятия начальной стадии цикла

Воздействие предприятий начальной стадии ЯТЦ на население связано с поступлением в окружающую среду твердых, жидких и газообразных отходов, содержащих естественные радиоактивные вещества — в основном уран и дочерние продукты его распада (радиоизотопы уранового ряда, табл. 7.1).

Количество выбрасываемых радиоактивных веществ и их возможное воздействие на население существенным образом зависят от

Таблица 7.1. Основные характеристики радионуклидов уранового ряда

Радионуклид	T _{1/2}	Тип радиоактивности		
		α	β	γ
²³⁸ ₉₂ U	4,5·10 ⁹ лет	+		
↓				
²³⁴ ₉₀ Th	24,1 сут		+	+
↓				
^{234m} ₉₁ Pa	1,2 мин		+	+
0,13% ↓				
²³⁴ ₉₁ Pa	6,7 ч		+	+
99,87% ↓				
²³⁴ ₉₂ U	2,4·10 ⁵ лет	+		+
↓				
²³⁰ ₉₀ Th	7,7·10 ⁴ лет	+		+
↓				
²²⁶ ₈₈ Ra	1600 лет	+		+
↓				
²²² ₈₆ Rn	3,8 сут	+		+
↓				
²¹⁸ ₈₄ Po	3 мин	+	+	
0,02% ↓				
²¹⁸ ₈₅ At	2 с	+		
99,98% ↓				
²¹⁴ ₈₂ Pb	26,8 мин		+	+
↓				
²¹⁴ ₈₃ Bi	19,9 мин	+	+	+
0,02% ↓				
²¹⁰ ₈₁ Tl	1,3 мин		+	+
99,98% ↓				
²¹⁴ ₈₄ Po	1,6·10 ⁴ с	+		+
↓				
²¹⁰ ₈₂ Pb	22 год		+	+
↓				
²¹⁰ ₈₃ Bi	5 сут	+	+	
1,3·10 ⁻⁴ % ↓				
²⁰⁶ ₈₁ Tl	4,2 мин		+	
~ 100% ↓				
²¹⁰ ₈₄ Po	138 сут	+		+
↓				
²⁰⁶ ₈₂ Pb	Стабильный			

местных условий — мощности конкретного предприятия, содержания урана в руде, способа ее добычи и обработки отходов, количества населения, проживающего вблизи предприятия, и т. д.

Урановый рудник и гидрометаллургический завод. Основным источником радиоактивного загрязнения окружающей среды являются отходы, образующиеся при переработке руды. Эти отходы накапливаются в так называемых хвостохранилищах. При 0,2%-ном содержа-

нии U в руде на каждые 200 т получаемого U [годовая потребность АЭС мощностью 1 ГВт (эл.)] образуется 10^5 т отходов.

В руде U и продукты его распада находятся в радиоактивном равновесии. Суммарная активность равна примерно 4 мКи на 1 кг U_3O_8 . При выделении U из руды в отходы попадает 5—10% U и около 85% всей активности. Из-за уменьшения содержания материнского изотопа (^{238}U) активность отходов несколько падает за счет распада относительно короткоживущих радионуклидов начала уранового ряда (табл. 7.1).

Хвостохранилище в течение длительного времени остается источником радиоактивного загрязнения окружающей среды вследствие ветровой или водной эрозии и эманации ^{222}Rn . Правильным выбором места, формированием хвостохранилища и его дополнительной обработкой можно существенно уменьшить это загрязнение. Например, покрытие хвостохранилища слоем земли приводит к уменьшению выхода Rn в 2 раза на 1 м покрытия.

Жидкие отходы обусловлены шахтными водами, использованием воды при бурении и переработке руды на гидрометаллургическом заводе. Их сбрасывают в специальные изолированные водоемы, в которых вода испаряется или фильтруется через землю. Если жидкие отходы сбрасывают в реку или другой водоем многоцелевого использования, их подвергают дополнительной очистке.

Газообразные отходы образуются при вентиляции рудника, переработке дроблением руды на гидрометаллургическом заводе и за счет упомянутой эманации Rn из твердых отходов.

В результате принимаемых мер по предотвращению эрозии хвостохранилищ и очистке жидких и газообразных отходов дозы облучения населения, проживающего вблизи рудника или в окрестности гидрометаллургического завода, оказываются малыми — индивидуальные годовые дозы составляют сотые доли микрозиверта, а локальные и региональные коллективные ожидаемые дозы $\bar{S}_{d,e}^c$ не превышают 10^{-4} чел-Зв/[МВт (эл.)·год], при этом значение полной ожидаемой дозы $\bar{S}_E^c$ из-за очень большой длительности эманирования ^{222}Rn из хвостохранилища велико: оно достигает 10 чел-Зв/[МВт (эл.)·год] [1]. Отметим, что в соответствии с принятой методикой (см. гл. 3 и 4) для оценки риска используется дисконтированная доза $\bar{S}_{d,e}^c$, а не полная доза $\bar{S}_E^c$.

Предприятия по конверсии, обогащению и изготовлению топлива. Урановый концентрат, полученный на гидрометаллургическом заводе, конвертируют в UF_6 и подвергают дополнительной очистке, после чего на заводе по разделению изотопов обогащают ^{235}U . Затем, как правило, его переводят в порошок UO_2 , из которого изготавливают таблетки для твэлов. Количество радиоактивных веществ, попадающих при этом в окружающую среду вместе с жидкими и газообразными отходами, невелико. Это обусловлено несколькими причинами: нелетучей формой большинства соединений урана, участвующих в процессе, ма-

лым содержанием других радионуклидов уранового ряда в урановом концентрате, применением мер по очистке жидких и газообразных отходов.

Как показывают опыт работы предприятий этой стадии цикла и расчетные оценки доз облучения населения, предприятия по изготовлению топлива оказывают еще меньшее воздействие на население, чем рудник или гидрометаллургический завод. В общем балансе воздействия на население цикла в целом, отнесенного к единице производимой энергии, вкладом этих предприятий можно пренебречь.

Радиационное воздействие всех предприятий начальной стадии на человека связано в основном с облучением обслуживающего персонала. В настоящей книге закономерности его формирования не рассматриваются, однако дозы облучения персонала учтены при оценке полного ущерба за счет ЯТЦ (см. § 7.4, гл. 13 и [23] в гл. 5).

7.2. Радиохимический завод по переработке облученного топлива

Из-за отсутствия опыта работы крупных РХЗ с использованием современной технологии переработки топлива, обработки и очистки отходов пока не представляется возможным рассмотреть проблемы радиационной безопасности РХЗ в полном объеме. Однако наличие ряда важных исходных данных (содержание биологически значимых радионуклидов в отработавшем топливе, знание основных черт технологии переработки, мощность РХЗ и др.) позволяет с использованием некоторых очевидных или в крайнем случае правдоподобных предположений сделать оценку радиационного воздействия на население в результате радиоактивного загрязнения биосферы предприятиями рассматриваемого этапа ЯТЦ. К этим данным относятся следующие характеристики потока топлива и отходов ЯТЦ: 1) содержание радиоактивных веществ в отработавшем топливе (в нем содержится подавляющая часть продуктов деления и трансурановых элементов, образовавшихся в результате работы реактора, в том числе более 99% ^{85}Kr , T и ^{129}I ; примерно две трети ^{14}C , образовавшегося в результате нейтронной активации примесей топлива и теплоносителя; содержание других более короткоживущих нуклидов РБГ и иода не трудно подсчитать, если известно время выдержки топлива перед его переработкой на РХЗ); 2) годовой поток топлива для типичного легководного реактора [мощностью 1000 МВт (эл.), КПД = 33%, глубиной выгорания 30 МВт·сут/кг U и коэффициентом использования мощности 0,8], равный 30 т урана, обогащенного до 3% (см. гл. 2).

При обобщении литературных данных и оценках радиационного воздействия на население, обусловленного переработкой облученного топлива, сделаны следующие предположения:

1) развитие ядерной энергетики мира до 2000 г. будет происходить только за счет строительства и эксплуатации атомных станций с во-

доохлаждаемыми реакторами на тепловых нейтронах [типов ВВЭР (PWR), РБМК и ВВР];

2) после 1990 г. начнется переработка ранее накопленного облученного топлива и полного потока топлива, выгружаемого с атомных станций во всех странах мира;

3) выдержка топлива перед переработкой на РХЗ будет составлять не менее полугода;

4) производительность гипотетического РХЗ составит 1500 т в год (см. гл. 2);

5) в технологии обработки отходов РХЗ не будут использоваться системы улавливания РБГ, ^{14}C и Т.

Последнее предположение соответствует современной технологии обращения с радиоактивными отходами ЯТЦ. Уменьшение выбросов какого-либо из упомянутых в п. 5 радионуклидов в результате внедрения технологии, предусматривающей его улавливание, может быть легко учтено в приводимых ниже оценках воздействия РХЗ на население *.

Для ^{129}I рассмотрены два крайних случая: а) на заводе имеется система улавливания иода с эффективностью 99%; в этом случае в газоаэрозольные выбросы поступает 1% радионуклида, содержащегося в топливе;

б) система улавливания иода отсутствует, 25% ^{129}I попадает в газоаэрозольные выбросы, 75% — в жидкие сбросы.

Предположение 1 отвечает известным прогнозам развития ядерной энергетики мира, из которых следует, что вклад перспективных реакторов (БН, ВТГР и др.) в общее производство энергии в 2000 г. не будет превышать 10% (см. гл. 2) и его можно не учитывать при анализе воздействия ЯТЦ на население. В § 7.3 сделана прогностическая оценка этого воздействия и после 2000 г. в рамках предположений 1—5. Возможное влияние изменений технологии на всех стадиях цикла, а также использование реакторов других типов обсуждаются в § 7.5.

Для разных действующих и проектируемых реакторов на тепловых нейтронах глубина выгорания и соответственно годовой поток топлива, отнесенный к единице установленной мощности, могут существенно различаться (см. табл. 2.1). Поэтому расчет наработки биологически значимых радионуклидов в реакторах этого типа основан на данных для типичного легководного реактора, отнесенных к единице производимой энергии. Эти нормированные значения для реальных энергетических реакторов на тепловых нейтронах достаточно близки друг к другу с точки зрения оценочных расчетов воздействия ЯТЦ на окружающую среду.

* В некоторых странах (например, США, ФРГ) национальные санитарно-гигиенические органы наложили ограничения на выбросы ^{85}Kr при переработке топлива, в связи с чем осуществляется разработка технологии улавливания этого радионуклида (см. также заключительные замечания в § 7.3). Разрабатывается также технология улавливания Т и ^{14}C [2—4].

Т а б л и ц а 7.2. Зависимость мощности выброса ^{133}Xe и ^{131}I и соответствующих доз $\dot{H}_{\text{макс}}$ от времени выдержки топлива для гипотетического РХЗ производительностью 1500 т/год

Время выдержки, сут	Мощность выброса, Ки/год		$\dot{H}_{\text{макс}}$, мЗв/год	
	^{133}Xe	^{131}I	^{133}Xe	^{131}I
30	$2,7 \cdot 10^7$	$1,0 \cdot 10^6$	0,15	$4,0 \cdot 10^3$
60	$5,3 \cdot 10^5$	$7,5 \cdot 10^4$	$3 \cdot 10^{-3}$	$2,9 \cdot 10^2$
90	$1,1 \cdot 10^4$	$5,7 \cdot 10^3$	$6,0 \cdot 10^{-5}$	22
120	$2,2 \cdot 10^2$	$4,4 \cdot 10^2$	$1,2 \cdot 10^{-6}$	1,7
150	4,3	33	$2,4 \cdot 10^{-8}$	0,13

П р и м е ч а н и е. Предполагается, что 99% иода улавливается системой очистки газо-аэрозольных выбросов завода. Для ^{131}I рассчитана доза облучения щитовидной железы человека, усредненная по возрастам, для ^{133}Xe — доза облучения всего тела.

Тот факт, что при переработке облученного топлива выделяется большая часть радиоактивных отходов ЯТЦ, определяет следующие особенности этой его стадии:

1) глобальное радиоактивное загрязнение биосферы в основном обусловлено выбросами РХЗ и не зависит от мощности и территориального распределения таких заводов, а определяется только полным количеством ядерного топлива, переработанного во всем мире;

2) очень большая мощность РХЗ обуславливает большие выбросы радиоактивных веществ с отходами этого производства в окружающую среду (по сравнению с выбросами современных АЭС) и соответственно большие возможные дозы облучения населения в локальном и региональном масштабах.

Локальные и региональные воздействия РХЗ. РХЗ мощностью 1500 т/год является в значительной степени уникальным предприятием ядерной энергетики: он может перерабатывать топливо для многих атомных станций общей мощностью до 50 ГВт (эл.). Кроме того, в отличие от АЭС и тем более АТЭЦ или АСТ РХЗ не привязан к месту потребления энергии. Поэтому выбором более подходящего места для этого завода можно значительно уменьшить его локальное и даже региональное воздействия. В приводимых ниже оценках эта возможность учитывается тем, что средняя плотность населения в месте расположения РХЗ взята равной 25 чел/км² (в 2 раза меньше, чем для типичной АЭС).

Так как газообразные выбросы РХЗ намного больше, чем на типичных АЭС (см. ниже), то для завода высота газоотводной трубы выбрана равной 200 м. Расчет локальных и региональных доз облучения населения осуществляется точно так же, как и для АЭС (см. § 5.4).

Оценка воздействия газоаэрозольных выбросов РХЗ проводится по мощности индивидуальной дозы облучения $\dot{H}_{\text{макс}}$ в точке макси-

Таблица 7.3. Мощность газоаэрозольных выбросов гипотетического РХЗ производительностью 1500 т/год и дозы облучения населения $\dot{H}_{\text{макс}}$

Радионуклид	Мощность выброса, Ки/год	Критический орган	$\dot{H}_{\text{макс}}$, мкЗв/год
^3H	$8 \cdot 10^5$	Все тело	60
^{14}C	$8 \cdot 10^2$	Жировая ткань	6
^{85}Kr	$1,6 \cdot 10^7$	Кожа	200
		Все тело	1
$^{129}\text{I}^*$	0,8(20)	Щитовидная железа	24(600)
^{134}Cs	2,6	Все тело	7
^{137}Cs	3,4	» »	10
^{90}Sr	2,4	Кость	130
^{238}Pu	0,6**	»	400
^{239}Pu	0,07**	»	50

Суммарная $\dot{H}_E^{\text{макс}}$

~100

Примечание. Значения $\dot{H}_{\text{макс}}$ получены на основе результатов работы [6]. Показатель вытянутости розы ветров взят равным 3 : 1.

* В скобках указан выброс ^{129}I без системы улавливания.
** В растворимой форме.

мальной приземной концентрации радиоактивных примесей и мощности региональной дозы $\dot{S}^{\text{рег}}$, рассчитываемой до расстояния 1000 км.

Выдержка топлива перед его переработкой на РХЗ приводит к распаду относительно короткоживущих радионуклидов и соответственно к уменьшению их возможных выбросов с РХЗ. Как следует из данных табл. 7.2, при выдержке топлива более 150 сут можно пренебречь выбросом ^{133}Xe и ^{131}I (наиболее значимых среди этих радионуклидов) и воздействием их на население.

На основе предположений, сделанных в начале этого параграфа, рассчитаны поступления ^{85}Kr , ^{14}C , ^{129}I , T и других радионуклидов с отходами РХЗ в окружающую среду (табл. 7.3), при этом были использованы дополнительные предположения о физико-химической форме радионуклидов и их поведении в системе обращения с радиоактивными отходами РХЗ и в окружающей среде:

- 1) весь ^{14}C , поступающий в окружающую среду на стадии переработки топлива, попадает в газообразные отходы РХЗ;
- 2) ^{129}I , избежавший улавливания в системе очистки отходов, содержится в виде аэрозолей в газообразных отходах*;

* Оценка воздействия ^{129}I в таком предположении является верхним пределом фактического воздействия. На самом деле, часть иода имеет форму элементарного иода и органических соединений, однако надежные данные о соотношении между различными физико-химическими формами этого радионуклида отсутствуют.

3) коэффициент очистки радиоактивных выбросов K ($K = A_{\text{вых}}/A_{\text{т}}$, где $A_{\text{т}}$ и $A_{\text{вых}}$ — активности радионуклидов соответственно в топливе и в выбросах РХЗ) равен для Sr и Cs $2,5 \cdot 10^{-8}$ и для Pu $1,6 \cdot 10^{-7}$ [6];

4) для Т рассматриваются две крайние возможности: в виде тритированной воды НТО он поступает либо в газообразные, либо в жидкие отходы РХЗ.

По разным данным от 1 до 20% Т в виде НТО, поступает в окружающую среду с газообразными отходами, остальное количество — с жидкими (см. [1]). Путем некоторого изменения технологии переработки топлива большую часть Т можно перевести в газообразные отходы. Такое изменение предусмотрено, например, в проектах новых заводов США [5].

В табл. 7.3 приведены данные о мощности облучения критической группы населения, обусловленного газоаэрозольными выбросами гипотетического РХЗ, которые получены обобщением результатов работ [3, 6, 7]. Согласно этим данным мощность дозы облучения $\dot{H}_E$ отдельного лица из населения вблизи РХЗ, обусловленная его газоаэрозольными выбросами, достигает 100 мкЗв/год. С увеличением расстояния r от РХЗ эта доза достаточно быстро уменьшается — примерно как $r^{-1,2}$ на расстояниях r до нескольких десятков километров [6]. В 20 км от РХЗ $\dot{H}_E$ становится меньше 10 мкЗв/год. Мощность локальной коллективной дозы ($r \leq 100$ км) составляет $\dot{S}_E^{\text{лок}} \approx 1$ чел-Зв/год, региональной ($r \leq 1000$ км) коллективной дозы $\dot{S}_E^{\text{рег}}$ — примерно на порядок больше.

Отметим, что эти значения $\dot{S}_E^{\text{лок}}$ и $\dot{S}_E^{\text{рег}}$ получены для плотности населения 25 чел/км². При большей плотности населения пропорционально увеличиваются и значения $\dot{S}_E^{\text{лок}}$ и $\dot{S}_E^{\text{рег}}$.

Некоторая часть радиоактивных веществ будет поступать в окружающую среду с жидкими сбросами завода. Имеются данные радиометрических анализов и радиоэкологических исследований на действующих РХЗ в Уиндскейле (Великобритания), Ла-Аг и Маркуле (Франция) [7]. Согласно этим данным за 1975—1979 гг. наиболее значимыми радионуклидами в жидких сбросах наряду с Т являются ¹³⁷Cs, ¹⁰⁶Ru, ⁹⁰Sr, ¹²⁹I и некоторые изотопы трансурановых элементов. Например, в 1978 г. на РХЗ в Уиндскейле жидкие сбросы (сброс осуществляется в Ирландское море) содержали $1,1 \cdot 10^5$; $2,2 \cdot 10^4$; $1,6 \cdot 10^4$; $1,9$ Ки соответственно ¹³⁷Cs, ¹⁰⁶Ru, ⁹⁰Sr, ¹²⁹I. Количество переработанного топлива, в основном от газовых реакторов, соответствовало $1,8$ ГВт (эл.)·год выработанной электроэнергии. В жидких сбросах завода в Маркуле, которые производятся в р. Рону, количество радиоактивных веществ намного меньше.

Однако данные по радиоактивным сбросам и соответствующим дозам облучения населения, полученные на действующих маломощных РХЗ, не могут быть использованы для характеристики будущих крупных РХЗ. Последние будут работать, по видимому, с использованием

более совершенной технологии обращения с отходами, чем заводы, построенные в 60-х и 70-х годах.

Необходимо отметить, что дозы облучения населения за счет жидких радиоактивных сбросов в значительно большей степени, чем дозы, обусловленные газоаэрозольными выбросами, зависят от местных условий и прежде всего от особенностей местного водоема и водопользования.

Все это затрудняет получение более или менее надежных обобщающих данных о радиоактивных жидких сбросах РХЗ и соответствующих дозах облучения населения. Анализируя данные о жидких сбросах действующих РХЗ [7] и имея в виду перспективы совершенствования технологии обращения с жидкими отходами, можно сделать предположение, что индивидуальные и коллективные дозы облучения за счет жидких сбросов будут меньше или того же порядка, что и дозы облучения за счет газоаэрозольных выбросов РХЗ.

Особого внимания заслуживает вопрос о Т в жидких сбросах РХЗ. Сброс Т с жидкими отходами в море или океан во много раз менее опасен, чем в пресноводный водоем (реку, озеро и др.). Поэтому в случае расположения РХЗ на берегу моря, по-видимому, не возникает каких-либо осложнений по обеспечению радиационной безопасности населения за счет поступления всего Т в морскую воду. Например, согласно оценкам при нормированном сбросе Т в море $16 \text{ Ки/[МВт (эл.)} \cdot \text{год]}$ в районе завода в Уиндскейле коллективная доза облучения составляет $2 \cdot 10^{-8} \text{ чел-Зв/[МВт(эл.)} \cdot \text{год]}$ [8]. Совсем иначе обстоит дело с проблемой сброса Т при расположении завода в глубине материка во внутренние пресноводные водоемы.

Рассмотрим уравнение баланса Т в водоеме:

$$dA/dt = q - \lambda A - vA/V, \quad (7.1)$$

где A — количество Т в водоеме, Ки; q — скорость поступления Т со сбросами предприятия, Ки/с; λ — постоянная радиоактивного распада; V — объем водоема, м^3 ; v — скорость естественного водообмена водоема, $\text{м}^3/\text{с}$. Легко получить, что равновесная концентрация ρ_p трития при $V = \text{const}$, $q = \text{const}$, $dA/dt = 0$ в пренебрежении радиоактивным распадом равна

$$\rho_p = q/v.$$

Отсюда следует, что скорость естественного водообмена этого водоема должна быть не меньше $10 \text{ м}^3/\text{с}$, чтобы концентрация Т в воде не превысила предельно допустимую концентрацию ДК_Б для населения категории Б при сбросе $8 \cdot 10^5 \text{ Ки Т в год}$. Отметим, что при концентрации, равной ДК_Б, годовая доза облучения всего тела человека за счет потребления воды с пищей и для питья может достигать 5 мЗв , т. е. предела, ограничивающего суммарное радиационное воздействие.

Если учесть современные тенденции ужесточения санитарных норм (см. гл. 4), то можно ожидать, что ДК для водоема многоцелевого назначения будет уменьшена во много раз. Это означает, что скорость естественного водообмена водоема должна быть намного больше $10 \text{ м}^3/\text{с}$,

чтобы при сбросе Т его концентрация в воде не превысила ПДК (необходимо также учесть, что в жидких сбросах РХЗ присутствуют и другие радионуклиды). Для сравнения укажем, что, например, сток Оки равен $1200 \text{ м}^3/\text{с}$; Днепра — $100 \text{ м}^3/\text{с}$ около Смоленска и $1400 \text{ м}^3/\text{с}$ около Киева, Волги — $8800 \text{ м}^3/\text{с}$ [9].

Таким образом, если в месте расположения РХЗ нет крупной водной системы (реки, озера и т. п.), то на сброс Т с жидкими отходами должно быть наложено ограничение. В отсутствие такой водной системы атмосфера обеспечивает лучшее разбавление Т при его поступлении в окружающую среду с газоаэрозольными выбросами, чем водные системы при сбросе Т с жидкими отходами. Как следует из результатов расчетов, приведенных в табл. 7.3, при поступлении в атмосферу всего потока трития РХЗ максимальная годовая индивидуальная доза облучения всего тела человека не превышает 60 мкЗв .

Переводом большей части Т в газообразную форму можно частично или полностью решить проблему безопасного удаления этого радионуклида (в зависимости от вклада других радионуклидов и действующих санитарных норм), хотя при этом индивидуальные дозы намного больше, чем дозы облучения населения вблизи типичной АЭС, но все же достаточно малы, и можно рассчитывать на то, что они будут удовлетворять санитарным нормам (в совокупности с другими радионуклидами). Отметим, что дозы облучения населения вблизи РХЗ удовлетворяют требованиям НРБ-76 с большим запасом (см. табл. 7.3). В 1980 г. установлены новые санитарные правила для АЭС (см. [5] в гл. 4), которые накладывают значительно более жесткие ограничения на выбросы АЭС, чем те, которые даны в НРБ-76. По-видимому, следует ожидать некоторого ужесточения санитарных нормативов и для РХЗ, однако можно предположить, что они не будут такими же жесткими, как для АЭС.

7.3. Глобальное радиоактивное загрязнение биосферы предприятиями ЯТЦ

Значимый вклад в глобальное загрязнение биосферы дают долгоживущие радионуклиды ^{14}C , ^{85}Kr , Т, ^{129}I , присутствующие в выбросах (сбросах) предприятий ЯТЦ. Это обусловлено их достаточно высокой степенью миграции, приводящей к рассеянию этих радионуклидов на большие расстояния за время меньше периодов их полураспада. Другие долгоживущие радионуклиды, например ^{90}Sr , ^{137}Cs , радионуклиды трансурановых элементов, поступающие в окружающую среду с выбросами предприятий цикла, рассеиваются на ограниченные расстояния и в значительно меньшей степени.

В табл. 7.4 и 7.5 приведены расчетные данные о наработке глобально значимых радионуклидов предприятиями ядерной энергетики мира (прогноз до 2025 г.), полученные на основании предположений, приведенных в § 7.2. В соответствии с этими предположениями в замкнутом ЯТЦ (с переработкой облученного топлива) в биосферу поступают

Таблица 7.4. Прогноз ежегодного производства радионуклидов ⁸⁵Kr, ¹⁴C, T и ¹²⁹I ядерной энергетикой мира*

Год	Прогнозируемая мощность ядерной энергетики мира, ГВт (эл.)	Ежегодное производство**, МКи/год			
		⁸⁵ Kr	¹⁴ C	T	¹²⁹ I
1990	400—500	140—170	0,009—0,013	7—9	(0,3—0,6)·10 ⁻³
2000	760—1740	250—600	0,015—0,042	11—30	(0,6—2,0)·10 ⁻³
2025	4800—7100	1600—2300	0,1—0,2	72—110	(3,8—7,4)·10 ⁻³

* Рассчитано в предположении, что вся ядерная энергетика базируется на легководных реакторах.
** Расчет выполнен с учетом неопределенности данных о наработке радионуклидов легководным реактором.

Таблица 7.5. Прогноз накопления радионуклидов ⁸⁵Kr, ¹⁴C, T и ¹²⁹I ядерной энергетикой мира*

Год	Прогнозируемая мощность ядерной энергетики мира, ГВт (эл.)	Накопленное количество, МКи**			
		⁸⁵ Kr	¹⁴ C	T	¹²⁹ I
1990	400—500	0,8·10 ³	0,9	40	4,0·10 ⁻³
2000	760—1740	3,1·10 ³	0,35	160	1,5·10 ⁻³
2025	4800—7100	2,0·10 ⁴	2,8	1·10 ³	0,12

* Рассчитано в предположении, что вся ядерная энергетика базируется на легководных реакторах.
** Приведенные значения накопленного количества соответствуют максимальным значениям прогноза.

100% ¹⁴C, ⁸⁵Kr и T и 100% (или 1%) ¹²⁹I, образующихся в активной зоне реактора АЭС. Таким образом, данные табл. 7.4 о наработке радионуклидов являются одновременно данными и об их выбросах в биосферу, если предположить, что осуществляется 100%-ная переработка топлива, и пренебречь временем их выдержки *.

Из всего количества этих четырех радионуклидов, поступающего в биосферу с отходами предприятий ЯТЦ, на стадию переработки облученного топлива РХЗ приходится 70—80% ¹⁴C и более 99% каждого из трех других радионуклидов (⁸⁵Kr, T и ¹²⁹I), а на основную стадию (АЭС) — остальные 20—30% ¹⁴C и пренебрежимо малое количество (менее 1%) ⁸⁵Kr, T и ¹²⁹I. Таким образом, глобальное загрязнение биосферы определяется в основном сбросами (выбросами) радиоактивных отходов РХЗ.

* Учет времени выдержки топлива не очень существенно уменьшил бы расчетные дозы облучения населения.

Таблица 7.6. Средние годовые индивидуальные дозы $\bar{H}_E^{гл}$ и приведенные дисконтированные ожидаемые коллективные эффективные дозы $\bar{S}_{d,E}^c$, обусловленные глобальным радиоактивным загрязнением биосферы предприятиями ЯТЦ

Радионук- лид	$\bar{H}_E^{гл}$, мкЗв/год		$\bar{S}_{d,E}^c$, 10 ⁻² чел·Зв
	2000 г.	2025 г.	МВт(эл.)·год
⁸⁵ Kr	0,4	2,5	0,2
T	0,02	0,08	0,002
¹⁴ C	0,5	4,0	0,2
¹²⁹ I	4·10 ⁻⁵	3·10 ⁻⁴	≤10 ⁻³
Всего	~1	~7	~0,4

активным загрязнением биосферы за счет ядерной энергетики мира. Последняя величина — $\bar{S}_{d,E}^c$ — в соответствии с соображениями, изложенными в части второй используется вместо полной дозы $\bar{S}_E^c$ как основа оценки ущерба от радиационного облучения населения.

Значение годовой дозы $\bar{H}_E^{гл}$ в 2000 г. оценивается равным примерно 1 мкЗв. К 2025 г. оно возрастет до 7 мкЗв.

После 2000 г. существенный вклад в общее энергопроизводство начнут давать, помимо ЯТЦ с легководным реактором, и ЯТЦ с перспективными реакторами, прежде всего с реакторами типа БН. Учет этого изменения структуры ядерной энергетики приведет к некоторому изменению значения $\bar{H}_E^{гл}$, однако в любом случае в период с 2000 по 2025 г. оно будет (см. § 7.5) значительно меньше дозовых пределов, установленных современными нормами радиационной безопасности. Таким образом, если исходить только из дозовых пределов, то нет необходимости в ближайшие десятилетия накладывать ограничения на выбросы глобально значимых радионуклидов предприятиями ядерной энергетики.

Рассмотрим теперь вопрос об ограничении выбросов с точки зрения анализа эффективности разработанных методов улавливания рассматриваемых радионуклидов на основе концепции польза-ущерб (см. гл. 4).

В соответствии с этой концепцией эффективность улавливания радионуклида характеризуется величиной

$$\Theta = \Delta Y - \Delta X,$$

где ΔX — приведенные расходы на улавливание и захоронение; ΔY — соответствующий эффект — уменьшение ущерба в результате уменьшения коллективной дозы облучения населения.

В конце 70-х годов глобальное воздействие ядерной энергетики мира на окружающую среду было пренебрежимо мало, что обусловлено как ее малой мощностью, так и, самое главное, отсутствием переработки топлива.

К началу следующего столетия положение изменится: мощности ядерной энергетики возрастут более чем на порядок и будет осуществляться переработка облученного топлива.

В табл. 7.6. представлены результаты оценки средней индивидуальной годовой дозы $\bar{H}_E^{гл}$ и приведенной дисконтированной ожидаемой дозы $\bar{S}_{d,E}^c$ облучения населения, обусловленного глобальным радио-

Для наиболее эффективных методов улавливания значения $\bar{S}$ по оценке [11] не превысят 15, 10, 2 и — 15 руб/[МВт (эл.)·год] соответственно для ^{14}C , ^{85}Kr , T и ^{129}I . В этой оценке учтены только глобальные дозы облучения. Следует отметить, что учет локальных и региональных доз облучения может в зависимости от места расположения РЗХ существенно изменить значение $\bar{S}$ для T и ^{129}I , и даже изменить знак $\bar{S}$ для ^{129}I . Таким образом, полученные значения $\bar{S}$ дают основание для постановки вопроса об улавливании ^{14}C , ^{85}Kr , T и, возможно, ^{129}I .

7.4. Относительная роль различных этапов ЯТЦ в суммарном радиационном воздействии на человека

В табл. 7.7 и на рис. 7.1 обобщены расчетные данные * по дозам облучения населения, обусловленным радиоактивными отходами предприятий ЯТЦ. Кроме того, в таблице приведены данные о профессиональном облучении, а на рисунке для сравнения — допустимые уровни облучения человека (ПД — предел дозы) и дозы облучения населения за счет некоторых других источников, не связанных с ЯТЦ. Из анализа этих данных следует, что:

1) на предприятиях ЯТЦ обеспечен высокий уровень радиационной безопасности; облучение населения в результате эксплуатации АЭС мало по сравнению с ПД, установленными НРБ-76, СП АЭС-79, и по сравнению с другими видами облучения, которым человек подвергается в своей повседневной жизни;

2) наибольший относительный вклад в суммарное облучение человека в результате работы ЯТЦ вносит, во-первых, профессиональное облучение, во-вторых, глобальное загрязнение биосферы радиоактивными отходами предприятий ЯТЦ (в основном выбросами радионуклидов ^{14}C , ^{85}Kr и T);

3) дозы облучения населения и персонала ниже пределов, установленных НРБ-76;

4) облучение населения и персонала в результате всех видов транспортных операций очень мало.

Следует отметить, что учет дисконтирования при расчете ожидаемых доз приводит к малым значениям ущерба, обусловленного поступлением радионуклидов с очень большими периодами полураспада в биосферу. К таким радионуклидам относятся ^{129}I , изотопы урана и трансурановых элементов, радионуклиды уравновешенного ряда (табл. 7.1), поступающие в окружающую среду с радиоактивными сбросами (выбросами) предприятий начальной стадии ЯТЦ, РХЗ и от мест захоронения отходов (именно они создают большие полные дозы $\bar{S}^c$). Таким образом, дисконтирование при оценке ущерба за счет радиоактивного загрязнения биосферы дает основание не учитывать большие значения $\bar{S}^c$, форми-

* В том числе данные других работ (см. [2, 23] в гл. 5 и [3, 7] в гл. 4).

Таблица 7.7. Приведенные дисконтированные ожидаемые коллективные эффективные дозы $\bar{S}_{d,E}^c$ облучения населения и персонала на разных стадиях ЯТЦ с легководными реакторами, 10^{-2} чел-Зв/[МВт (эл.)·год]

Стадия ЯТЦ	Персонал*	Население**
Добыча и переработка руды: изготовление топлива	0,2—0,3	$\leq 0,01$ (~1000)
АЭС	1	0,04—0,4*** 0,1*4 (~5)
РХЗ	1	0,1*** ~0,4*4 (~100)
Обращение с радиоактивными отходами, включая транспортировку и захоронение	0,01—0,2	~0 (~100)
Исследования и разработки	0,5	—
Всего:	~3	0,6—1,0 (~1000)

* Для персонала в качестве $\bar{S}_E^c$ взяты годовые дозы S_E , приведенные к доле годового производства продукции, соответствующей 1 МВт (эл.)·год.

** В скобках для сравнения приведены значения полной дозы $\bar{S}_E^c$.

*** Локальные и региональные дозы.

*4 Глобальная доза.

руемые в течение миллионов лет при очень малых годовых дозах. Однако только по величине $\bar{S}_d^c$ (или $\bar{S}^c$) нельзя делать заключение о решении проблем радиационной безопасности ЯТЦ, в частности при осуществлении того или иного способа удаления радиоактивных отходов. Для такого заключения необходимо еще учитывать мощность индивидуальных доз $\dot{H}$ облучения отдельных лиц из населения. Из опубликованных в специальной литературе данных следует, что:

1) для предприятий начальной стадии ЯТЦ и для ^{129}I , поступающего в биосферу при переработке облученного топлива, $\dot{H}_{\text{макс}} \ll \dot{H}_{\text{ест}}$ ($\dot{H}_{\text{ест}}$ — мощность индивидуальной дозы, получаемой за счет естественных источников);

2) при осуществлении принципа многобарьерной защиты высокоактивных отходов ЯТЦ, включая их остекловывание, герметизацию и геологическое захоронение, $\dot{H}_{\text{макс}}$ составляет несколько процентов $\dot{H}_{\text{ест}}$.

Следует отметить, что реальное облучение населения в результате такого захоронения отходов может начаться не ранее чем через 10^5 — 10^6 лет (время преодоления радионуклидами нескольких барьеров перед их попаданием в биосферу). За такое время все радиоактивные продукты деления и активации распадутся, кроме ^{129}I и некоторых изотопов трансурановых элементов (см. [22] в гл. 2).

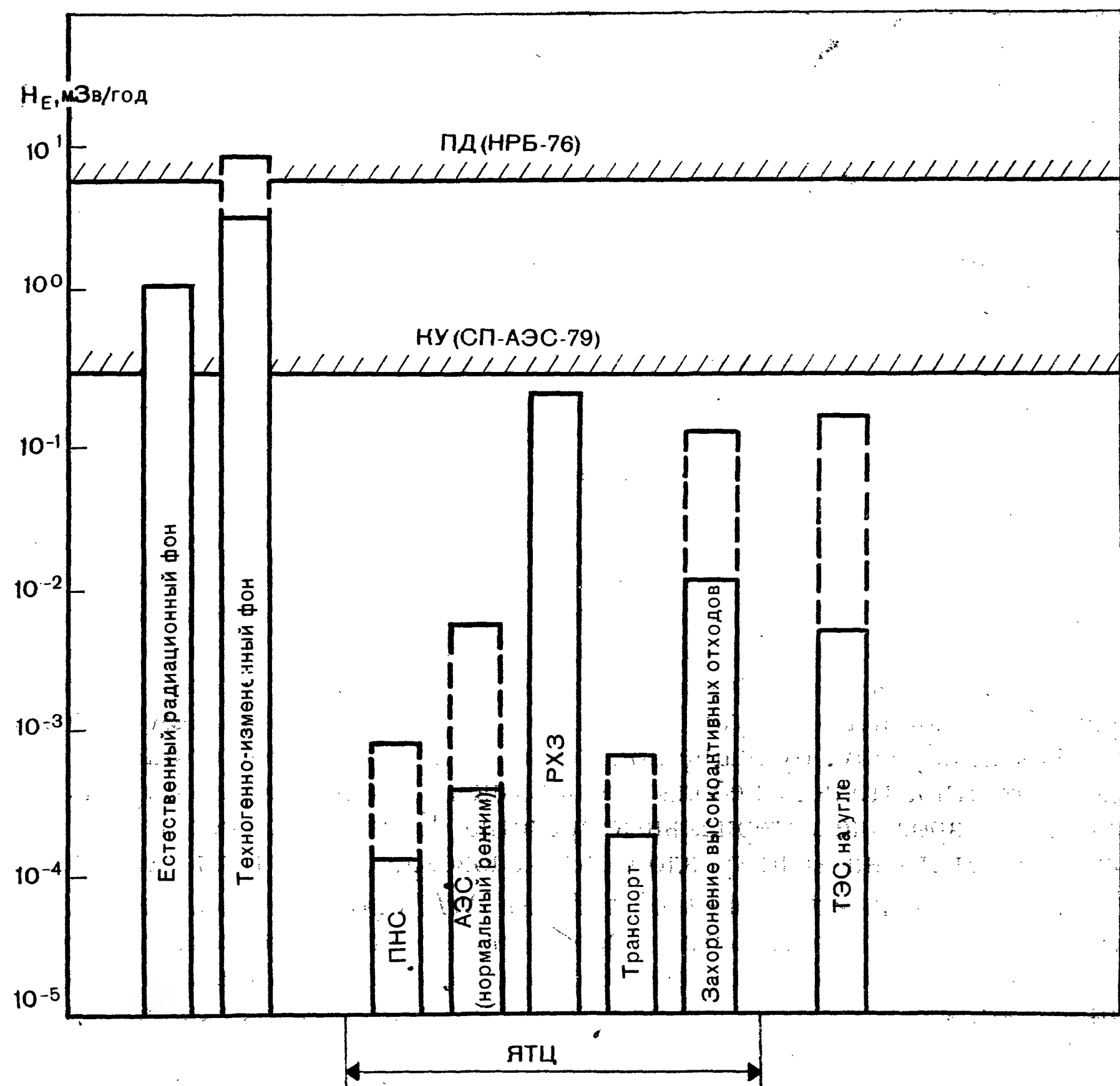


Рис. 7.1. Сравнение мощности индивидуальных эффективных доз облучения населения вблизи предприятий ЯТЦ и ТЭС на угле с естественным и техногенно-измененным фонами и допустимыми уровнями облучения [АЭС с реактором типа ВВЭР или РБМК и ТЭС на угле мощностью 1 ГВт(эл.), РХЗ производительностью 150 т/год; ПНС — предприятия начальной стадии ЯТЦ: рудник, гидрометаллургический завод, завод по обогащению урана и т. д.; КУ — контрольный уровень)]. Для некоторых источников радиационного воздействия пунктиром показан разброс величины H_E , обусловленный разбросом исходных данных

Учет этих данных позволяет обосновать вывод о том, что разрабатываемые в настоящее время способы удаления радиоактивных отходов обеспечат требуемый уровень радиационной безопасности.

Использование $\bar{S}_d^c$ вместо $\bar{S}^c$ в оценке ущерба от радиоактивного загрязнения атмосферы приводит фактически к игнорированию доз облучения населения, получаемых при относительно больших значениях времени: $t > 1/\varepsilon$ [см. формулу (3.6)]. Может показаться, что эта осо-

бенность величины $\bar{S}_d^c$ для ЯТЦ приводит к недопустимому противоречию между поколениями: выгоду от экономии средств на строительстве защитных сооружений получает наше поколение, а большая часть ущерба от радиоактивного загрязнения биосферы предприятиями ЯТЦ приходится на последующие. На самом деле такое противоречие отсутствует. Положительная норма дисконтирования δ соответствует такому развитию общества, при котором часть материальных благ переводится в фонд накопления, т. е. на постоянное улучшение будущих условий жизни. В результате современное поколение передаст следующему поколению более высокий экономический потенциал, чем тот, который оно получило, вступая в жизнь.

В таких условиях появление в некоторый момент времени дополнительных средств, например за счет разумной их экономии при строительстве защитных сооружений на предприятиях ЯТЦ, принесет пользу как современному, так и последующим поколениям (из-за перевода этих средств частично в фонд потребления и частично в фонд накопления), и, наоборот, как современному, так и последующим поколениям будет нанесен ущерб, если из-за неправильной экономической оценки будет допущен перерасход средств на защитные сооружения. В частности, такая ошибка будет совершена, если в основу оценки ущерба положить полную, а не дисконтированную ожидаемую дозу.

Таким образом, будущие поколения в качестве компенсации за некоторое относительно небольшое повышение радиационного фона получают возросшие материальные средства. Часть этих средств они могут потратить на защиту здоровья человека, осуществляя ее путем:

- 1) уменьшения техногенной добавки $\Delta \dot{N}^T$ к фоновому облучению человека (путем строительства зданий из строительных материалов с меньшим содержанием природных радионуклидов, улучшения медицинской диагностической аппаратуры, использование которой сопровождается облучением человека, и др.);

- 2) профилактических социальных и медицинских мероприятий по сохранению и улучшению здоровья человека;

- 3) улучшения медицинского обслуживания и др.

В настоящее время техногенная добавка к естественному радиационному фону составляет значительную величину (см. § 4.4). В принципе можно поставить задачу намного уменьшить $\Delta \dot{N}^T$. Но ее решение в настоящее время или в ближайшем будущем потребовало бы колоссальных затрат, на которые не может пойти современное общество. Однако эти же затраты в отдаленном будущем, но пересчитанные к настоящему времени, уменьшаются во много раз — и тем больше, чем дальше они отодвигаются во времени. Важно отметить, что добавка $\Delta \dot{N}_{\text{яэ}}^T$, обусловленная долгоживущими радионуклидами ядерной энергетики, к современной полной $\Delta \dot{N}^T$ будет относительно мала на любом планируемом или прогнозируемом уровне развития ядерной энергетики (при применении современной технологии обращения с радиоактивными отходами, включая остекловывание и глубинное захоронение высокоактив-

ных отходов) (см. [11]). Даже небольшое постепенное уменьшение ΔH^T с избытком компенсирует добавку $\Delta H^T_{яз}$.

Следовательно, суммарный риск для наших потомков в результате сегодняшней экономии на неэффективном защитном мероприятии не увеличится, а скорее всего уменьшится.

Применение процедуры дисконтирования обеспечивает более эффективное распределение средств на меры защиты от фактора, действие которого значительно растянуто во времени.

7.5. Прогнозные оценки радиационного воздействия перспективных ЯТЦ на население

Все прогнозные оценки уровня облучения населения в 2000 и 2025 гг., сделанные в предыдущих главах, основаны на данных о радиоактивных отходах предприятий ЯТЦ с легководными реакторами. Согласно прогнозам, приведенным в гл. 2, до 2000 г. вклад ЯТЦ с реакторами, отличными от легководных, в общее производство энергии будет малым. Однако после 2000 г. ожидается значительное изменение структуры ядерной энергетики, в основном связанное с широким использованием реакторов-размножителей на быстрых нейтронах. Учет этого изменения в прогнозных оценках уровня облучения населения может до некоторой степени повлиять на приведенные оценки.

Как следует из гл. 5, радиационная обстановка вокруг АЭС с перспективными реакторами не должна быть хуже, чем вокруг АЭС с легководными реакторами. Для перспективных реакторов, как и для легководных, может быть обеспечен высокий уровень радиационной безопасности при возможных авариях (см. гл. 6). Что касается проблемы обеспечения радиационной безопасности ЯТЦ в целом, то переход на топливные циклы, отличные от традиционного (с легководным реактором и урановым топливом), приводит к следующим особенностям.

1. В ЯТЦ с использованием торцевого топлива должны быть повышены требования к обеспечению радиационной безопасности на начальной стадии цикла — на предприятиях по изготовлению топлива. В частности, эти требования приводят к необходимости специальной защиты и дистанционного управления технологическим процессом его изготовления. Она вызвана высокой γ -активностью топлива, обусловленной наличием в нем радионуклидов ^{212}Bi и ^{208}Tl — продуктов распада ^{232}U . Последний образуется в топливе (в течение кампании реактора) из ^{232}Th или ^{233}U в результате $(n, 2n)$ и других реакций и вместе с ^{233}U после регенерации на РХЗ поступает на предприятие начальной стадии цикла [12].

2. Рециркуляция Рц в ЯТЦ с реакторами БН также обуславливает повышение требований к радиационной безопасности на начальной стадии цикла (см. гл. 9).

3. Возможное уменьшение времени выдержки отработавшего топлива перед его регенерацией на РХЗ в ЯТЦ с реакторами БН из-за не

обходимости более быстрого возврата Рн в цикл усложнит проблему безопасной транспортировки отработавшего топлива и потребует уменьшения выбросов ^{131}I и ^{133}Xe .

4. Могут измениться некоторые прогнозные оценки глобальных эффектов радиоактивного загрязнения биосферы. Однако эти изменения не будут значительными, так как удельная наработка глобальных радионуклидов (^{14}C , ^{85}Kr и T) не очень существенно изменяется при переходе от одного типа реактора к другому. Например, в реакторах типа БН — наиболее важного среди перспективных реакторов — удельная наработка T примерно такая же, как и в легководном реакторе, или несколько больше, но не более чем в 1,5 раза. Удельная наработка ^{85}Kr несколько меньше, а ^{14}C согласно оценкам больше, но не более чем в 2—2,5 раза [8].

Удельные выбросы ^{14}C в ЯТЦ с реактором ВТГР примерно на порядок, а T в ЯТЦ с реактором НВР в 2 раза больше, чем в ЯТЦ с легководным реактором [13].

Однако в соответствии с прогнозами роста мощности ядерной энергетики вклад атомных станций с реакторами ВТГР и НВР будет мал (не более 10%), поэтому из-за выбросов долгоживущих радионуклидов с отходами предприятий соответствующих ЯТЦ не может сильно измениться прогнозируемый уровень глобального радиоактивного загрязнения.

4

Часть

Транспортировка радиоактивных веществ и методы обращения с радиоактивными отходами ЯТЦ

Современный этап развития ядерной энергетики характеризуется замыканием ЯТЦ. Это означает значительное увеличение объема работ по обращению с радиоактивными материалами, включая их транспортировку между различными стадиями ЯТЦ. Главная особенность замкнутого ЯТЦ — переработка облученного ядерного топлива, хранящегося в настоящее время на АЭС, для выделения из него полезных компонентов — невыгоревшего урана, образовавшегося плутония, некоторых особо ценных продуктов деления и трансурановых элементов. При этом во все возрастающих количествах будут образовываться отходы высокой удельной активности. Переработка этих отходов, концентрирование, отверждение и герметизация для последующего захоронения — одна из тем этой части книги. В эту же часть включено обсуждение вопросов транспортировки радиоактивных веществ как на начальной стадии ЯТЦ, так и на заключительных его этапах.

Глава 8

Радиационная безопасность при транспортировке радиоактивных веществ на различных этапах ЯТЦ

8.1. Общая характеристика радиоактивных веществ, перевозимых между различными звеньями ЯТЦ, и принципы обеспечения безопасности таких перевозок

С точки зрения радиационной опасности заключительные этапы замкнутого ЯТЦ отличаются резким возрастанием активности радионуклидов — как суммарной, так и удельной. Достаточно указать, что активность отработавшего топлива, выгружаемого из ядерного реактора АЭС, превышает начальную активность урана в необлученных твэлах в миллионы раз. Переход к замкнутому ЯТЦ вынуждает осуществлять перевозки облученного топлива (с АЭС на РХЗ), которые являются важным, связующим звеном между изготовителями и потребителями ядерного топлива и радиоизотопной продукции.

Таблица 8.1. Количество ежегодных перевозок (автомобильный и железнодорожный транспорт) радиоактивных материалов на различных этапах ЯТЦ в ядерной энергетике США [4]

Год	Установленная мощность АЭС, ГВт (эл.)	Число транспортных перевозок			
		Свежее топливо	Отработавшее топливо	Отходы АЭС и РХЗ	Плутоний
1980	85	670	2000	630	20
1990	410	2500	6400	2450	143
2000	850	5400	12 000	5500	438

В СССР число перевозимых упаковок* с радиоактивными нуклидами [1—3] увеличилось в 12 раз. В табл. 8.1 приведены данные о перевозках топлива в рамках ЯТЦ (для реакторов LWR, HTGR, LMFBFR), запланированных в США до 2000 г. [4].

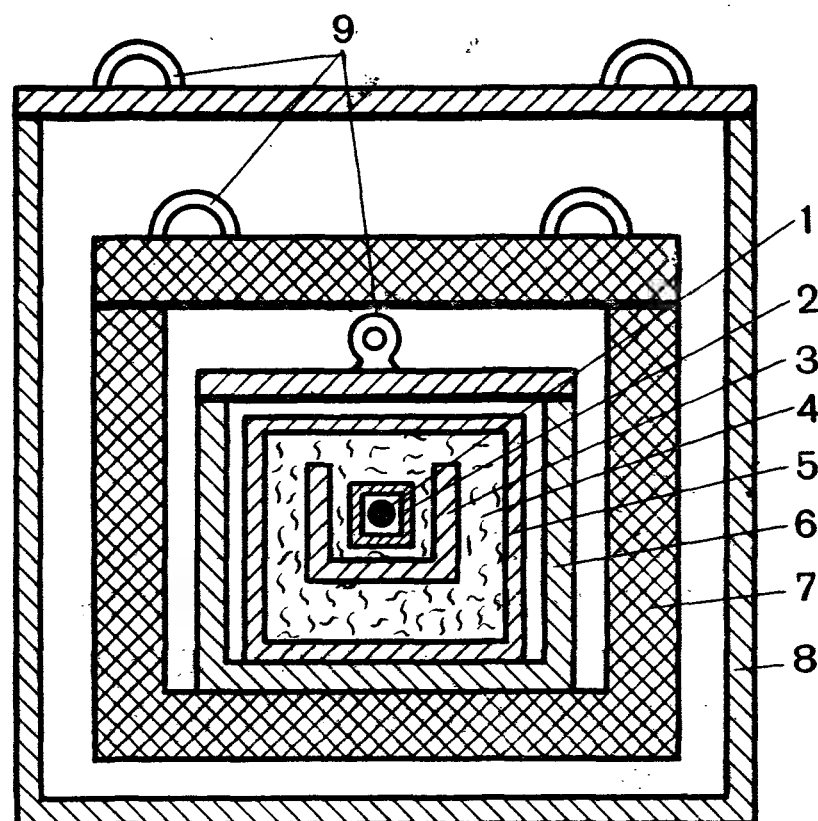
С ростом количества радиационно-опасных грузов, обусловленным бурным развитием ядерной энергетики и возрастающим использованием радионуклидов, с расширением географии пунктов отправления и назначения все большее внимание уделяется мерам безопасности при транспортировке радиоактивных веществ. В настоящее время в СССР действуют «Правила безопасности при транспортировке радиоактивных веществ (ПБТРВ-73)» [5], которые строго регламентируют перевозку радиоактивных веществ. Они разработаны в соответствии с «Правилами безопасности при перевозке радиоактивных веществ» [6], рекомендуемыми МАГАТЭ. Согласно этим правилам радиационными грузами являются такие, в которых удельная активность перевозимого вещества превышает 0,002 мкКи/г. В данной главе рассмотрены только перевозки радиоактивных веществ, необходимые в процессе производства ядерной энергии.

Выбор площадки АЭС определяется в основном местоположением потребителей энергии, и поэтому происходит рассредоточение таких станций в районах с высокой плотностью населения. Напротив, чтобы уменьшить локальную радиационную опасность РХЗ по переработке облученного топлива и промышленных установок по хранению, переработке и удалению радиоактивных отходов, стремятся располагать эти предприятия в малонаселенных и экологически изолированных районах. Это приводит к территориальной разобщенности предприятий ЯТЦ даже в пределах одной страны. Такая разобщенность еще больше увеличится, если будет принято решение о строительстве региональных топливных центров, осуществляющих изготовление свежего

* В соответствии с принятой терминологией под упаковкой понимают упаковочный комплект с радиоактивным содержимым. Упаковочный комплект — это единица транспортного оборудования сложной конструкции, обеспечивающая выполнение требований безопасности при транспортировке радиоактивного груза.

Рис. 8.1. Принципиальная схема упаковочного комплекта для перевозки радиоактивных веществ:

1 — радиоактивное вещество; 2 — первичная емкость; 3 — загрузочный стакан; 4 — амортизатор и поглотитель; 5 — герметизирующий сосуд; 6 — защитный вкладыш; 7 — защитный контейнер; 8 — охранный тара; 9 — грузоподъемные элементы



топлива и переработку отработавшего топлива для АЭС, расположенных в разных странах мира.

Потоки радиоактивных веществ между различными звеньями ЯТЦ были охарактеризованы в гл. 2. Перевозки осуществляют железнодорожным, автомобильным и морским транспортом. Транспортировка воздушным транспортом, как правило, используется только для малых количеств радиоактивных веществ, предназначенных для медицинских и исследовательских целей.

Транспортировка радиоактивных материалов в ядерной энергетике создает дополнительный риск радиоактивного загрязнения окружающей среды, и поэтому необходимо принять меры, которые позволили бы свести его к минимальному уровню.

Во многих отношениях безопасность, обеспечиваемая конструкцией транспортного упаковочного комплекта, предпочтительнее безопасности, обеспечиваемой контролем в ходе эксплуатации. Она в меньшей степени зависит от вмешательства человека, а также от допущенных им ошибок и упущений. Поэтому обеспечение общей безопасности транспортировки радиоактивных веществ строится, насколько это возможно практически, на обеспечении требуемой степени безопасности за счет конструкции транспортного упаковочного комплекта при снижении до минимума требований к эксплуатационному контролю.

Упаковочный комплект, как правило, состоит из следующих элементов (рис. 8.1): защитного контейнера 7, предназначенного для ослабления проникающих ионизирующих излучений; защитного вкладыша 6 — вспомогательного упаковочного средства для дополнительного ослабления проникающих ионизирующих излучений; загрузочного стакана 3, используемого для удобства загрузки и выгрузки первичной емкости 2 с радиоактивным веществом 1; вспомогательного упаковочного средства (амортизатора и поглотителя) 4 — материала для повышения сохранности первичной емкости и поглощения радиоактивных веществ в случае ее аварийного повреждения; герметизирующего сосуда 5, обеспечивающего герметичность, установленную для нормальных и аварийных условий транспортировки радиоактивного груза, и предотвращающего распространение радиоактивных веществ в окружающую

щей среде; охранной тары 8, предотвращающей непосредственный контакт составных частей упаковочного комплекта с обслуживающим персоналом, транспортными средствами и другими объектами окружающей среды. Кроме того, в комплект могут входить устройства для отвода тепла, сброса избыточного давления и т. п.

На разных этапах ЯТЦ радиоактивные материалы перевозят в различной форме (в виде урановой руды, свежего и отработавшего топлива, жидких и твердых отходов), и на разных этапах они обладают различной активностью. Поэтому риск радиоактивного загрязнения окружающей среды на каждом из этапов ЯТЦ неодинаков и соответственно проблемы обеспечения безопасности транспортировки на каждом из этапов решаются по-разному, т. е. к транспортным средствам на каждом из этапов ЯТЦ предъявляются разные нормативные требования. В соответствии с этим степень надежности упаковочного комплекта изменяется в зависимости от типа перевозок.

Большое внимание для обеспечения безопасности при перевозке радиоактивных грузов уделяется также организационным мероприятиям, т. е. эксплуатационной безопасности. Точное соблюдение установленных условий при отгрузке, погрузке, перевозке, выгрузке, хранении и выдаче радиоактивных веществ — необходимый элемент в общей системе защиты людей и окружающей среды. Как было отмечено выше, общая безопасность транспортировки радиоактивных веществ регламентируется международными и национальными нормами перевозок [5,6].

8.2. Транспортировка радиоактивного сырья

Радиоактивное сырье — это руды U, Th и их концентраты. В состав урановых руд помимо изотопов урана ^{238}U , ^{235}U , ^{231}U входят радионуклиды, представляющие собой дочерние продукты распада урана (Po, Ra, Rn), и другие элементы, испускающие α -, β -, γ -излучения. Кроме того, надо иметь в виду, что из руды постоянно выделяется радиоактивный газ Rn. Однако удельная активность урановых руд невелика. Руда, содержащая $n\%$ урана, имеет удельную активность около $0,03n$ мкКи/г [7].

Уран, выделенный из руды и химически очищенный (концентрат природного урана), практически не содержит других элементов уранового ряда и поэтому является источником только α - и β -излучений, которые обладают значительно меньшей проникающей способностью, чем γ -излучение.

Ториевое сырье в виде наиболее часто встречающегося монацитового концентрата содержит несколько процентов тория, имеет низкую удельную активность, в основном за счет α - и в небольшой степени β - и γ -излучений. Мощность дозы, обусловленная радиоактивным сырьем, невелика и, как правило, не превышает 100 мкЗв в час.

Перевозка урановой руды к горно-металлургическому комплексу, последующая перевозка рудного и уранового концентратов, гексаф-

торида урана и окиси урана не представляют какой-либо опасности для окружающей среды и населения. Это утверждение справедливо как в условиях нормальной перевозки, так и при возникновении аварийной ситуации.

Бедные урановые руды перевозят в самосвалах и полувагонах, обогащенные руды и концентраты — в металлических или деревянных контейнерах. Химические концентраты затаривают в металлические сосуды и перевозят в деревянных контейнерах. Этих транспортных средств вполне достаточно, чтобы предотвратить рассеивание радиоактивного сырья во внешней среде.

8.3. Транспортировка ядерного топлива к АЭС

Следующий этап транспортировки радиоактивных веществ в ЯТЦ — это перевозка ядерного топлива от завода — изготовителя топлива к АЭС. Ядерное топливо чаще перевозят в виде ТВЭЛов, собранных в блоки, называемые тепловыделяющими сборками (ТВС). Делящиеся вещества являются источниками α -излучения, которое полностью поглощается любой тарой. Перевозка уранового топлива к АЭС с легководными реакторами осуществляется в специальном транспортном контейнере, в котором можно разместить несколько десятков ТВС. Полезная масса такого контейнера при его перевозке автомобильным транспортом составляет обычно около 5 т. Как и на предыдущем этапе ЯТЦ, перевозка необлученного топлива к АЭС не представляет радиационной опасности для персонала, осуществляющего перевозку, населения и окружающей среды. Даже в случае потенциально возможной аварии с разрушением транспортного контейнера физические свойства топлива и его низкая удельная активность* могут вызвать лишь минимальный радиационный эффект без неблагоприятных последствий для населения и окружающей среды.

Положение может изменяться с введением в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах или с вовлечением плутониевого топлива в ЯТЦ. В этом случае транспортируемое необлученное топливо будет содержать значительные количества делящегося вещества. Достаточный запас подкритичности в этом случае должен обеспечиваться ограничением массы делящегося вещества в контейнере (до 80% той массы, которая в подобной системе была бы критичной), введением различных поглотителей нейтронов в конструкцию контейнеров, подбором соответствующей геометрии расположения ТВС и т. п. [8,9].

8.4. Транспортировка отработавшего топлива

Транспортировка отработавшего топлива от АЭС к РХЗ — очередной этап перевозки радиоактивных материалов по звеньям ЯТЦ — характеризуется высокой радиационной опасностью. Специфика отработав-

* Удельная активность ^{238}U составляет 0,34 мкКи/г, ^{235}U — 2,2 мкКи/г

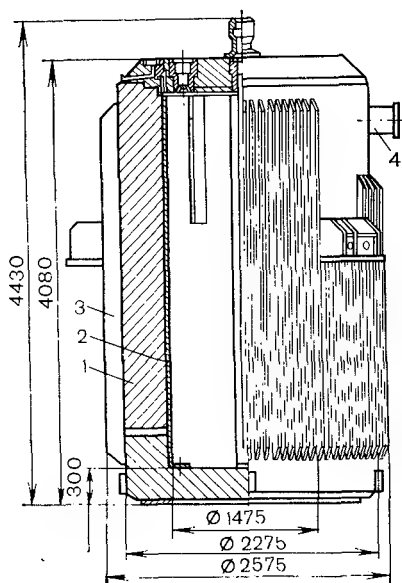


Рис. 8.2. Транспортный контейнер для перевозки облученного топлива:

1 — корпус; 2 — внутренняя облицовка; 3 — ребро; 4 — цапфа

ного топлива как предмета транспортировки заключается в его высокой активности, составляющей миллионы кюри на тонну, в значительном остаточном тепловыделении, достигающем до десятков киловатт на тонну, в наличии делящихся веществ и, наконец, в необходимости предотвращения последствий возможных транспортных аварий. В настоящее время перевозка отработавшего топлива производится в специальных транспортных контейнерах. На рис. 8.2 8.4 показаны некоторые из современных контейнеров для перевозки отработавшего топлива, а в табл. 8.2 приведены их характеристики [7,9, 10].

Масса современных контейнеров составляет 30-70 т, а полезный груз — 1-2,5 т облученного урана, т. е. 3-4% общей массы.

Масса современных контейнеров составляет 30-70 т, а полезный груз — 1-2,5 т облученного урана, т. е. 3-4% общей массы.

Таблица 8.2. Характеристики некоторых контейнеров для железнодорожных

Название (страна)	Масса; габаритные размеры	Форма
Контейнер транспортный для ВВЭР-440 (СССР)	90 т; $\varnothing$ 2,3 м, $H=4,4$ м	Цилиндр вертикальный
Контейнер транспортный для КС-150 (ЧССР)	78 т; $1,68 \times 1,2$ м $H=6,1$ м	Параллелепипед горизонтальный
Контейнер транспортный для АЭС в Райнсберге (ГДР)	80 т; $\varnothing$ 3 м, $H=4,3$ м	Цилиндр вертикальный
Контейнер транспортный фирмы «Дженерал электрик» (США)	85 т	Цилиндр горизонтальный ступенчатый
Контейнер транспортный для ВВЭР-1000 (СССР)	110 т; $\varnothing$ 2,1 м, $H=6,1$ м	Цилиндр горизонтальный

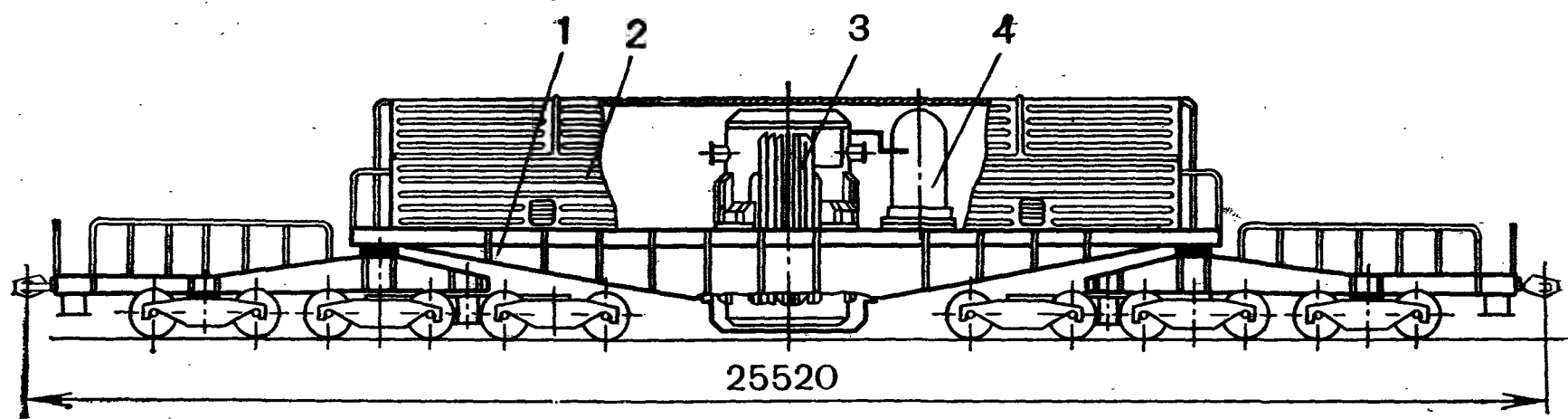


Рис. 8.3. Железнодорожный вагон-контейнер для перевозки облученного ядерного топлива АЭС с реакторами ВВЭР-440:

1 — железнодорожный транспортер; 2 — кузов; 3 — контейнер; 4 — система отопления

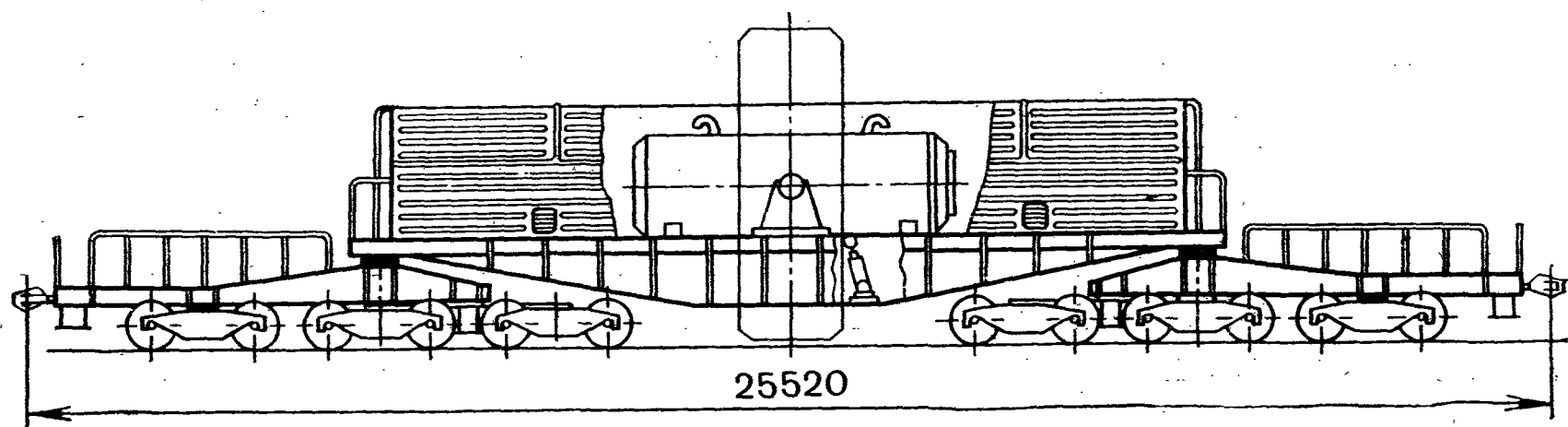


Рис. 8.4. Железнодорожный вагон-контейнер для перевозки облученного ядерного топлива АЭС с реакторами ВВЭР-1000

перевозок отработавших ТВС (см. [9, 57] в гл. 1)

Защита	Количество топлива	Первичное средство передачи тепла	Испытания
400 мм стали	4, 1 т (30 ТВС)	Вода, инертный газ	Расчеты, оценки
385 мм стали	2,7 т природного урана (16 ТВС)	Хромпик (водный раствор), инертный газ	Расчеты, оценки
350 мм стали	3,9 т (30 ТВС)	Азот, вода	Расчеты, оценки
Уран, вода, карбид бора	18 ТВС из кипящего реактора или 7 ТВС из реактора под давлением	Вода	Расчеты
410 мм стали	3 т (6 ТВС)	Вода	Расчеты, оценки

сы*. Но естественное стремление увеличить полезную массу контейнера наталкивается на трудности решения проблемы теплоотвода и биологической защиты от нейтронов и γ -излучения. В качестве примера можно привести характеристики транспортного контейнера для ВВЭР-440 (рис. 8.3).

Он представляет собой стальной герметичный сосуд в форме цилиндра с толщиной стенок 40 см и массой 90 т. Площадь поверхности этого контейнера составляет 30 м², что позволяет без применения систем принудительного охлаждения отвести около 15 кВт тепла. Эти характеристики транспортного контейнера обеспечивают на наружной его поверхности требуемую температуру** и приемлемый уровень излучения только при условии, что полезный груз не превышает 4,1 т отработавшего топлива ВВЭР-440 (т. е. 4,5% общей массы). Благодаря таким конструкционным особенностям современные транспортные контейнеры позволяют в нормальных условиях обеспечить полную безопасность перевозки высокоактивного отработавшего топлива. Расчеты показывают, что при перевозке отработавшего топлива автомобильным или железнодорожным транспортом по территории с плотностью населения 20 чел/км² коллективная доза облучения на каждые 100 км составляет $(2-10) \cdot 10^{-4}$ чел-Зв/[ГВт (эл) · год]. Это означает, что вероятность ракового заболевания для человека, проживающего вблизи пути длиной 100 км, по которому осуществляется перевозка отработавшего топлива, не превышает $5 \cdot 10^{-8}$ год⁻¹. Доза естественного радиационного фона равна 1 мЗв/год, что приводит к индивидуальному риску ракового заболевания $2 \cdot 10^{-5}$ год⁻¹. Таким образом, в нормальных условиях перевозка отработавшего топлива не представляет сколько-нибудь реальной опасности для населения [11].

Главная опасность связана с возможностью нарушения герметичности транспортного контейнера в аварийной ситуации, возникновение которой потенциально не исключено при перевозке отработавшего топлива. Поэтому правила безопасности перевозки радиоактивных веществ, разработанные МАГАТЭ, и принятые на их основе национальные правила перевозки предъявляют к конструкции транспортных контейнеров строгие требования, обеспечивающие их безопасность в аварийных условиях [5,6]. Герметичность транспортных контейнеров и их защиты от ионизирующих излучений должны удовлетворять установленным нормам после проведения следующих испытаний: 1) падение с высоты 9 м на стальную плиту; 2) падение с высоты 1 м на сплошной металлический стержень диаметром 15 см; 3) испытание погружением в воду на глубину не менее 15 м в течение 8 ч; 4) испытание в пламени с

* В настоящее время строятся контейнеры массой до 100 т с полезной массой 6 т урана.

** В соответствии с правилами МАГАТЭ температура наружной поверхности контейнера не должна превышать 82 °С при температуре окружающего воздуха 38 °С.

$t = 800^\circ\text{C}$ в течение 30 мин без последующего принудительного охлаждения в течение 2 ч.

Как показывают экспериментальные и теоретические исследования, эксплуатируемые транспортные контейнеры для перевозки облученного топлива удовлетворяют всем перечисленным выше требованиям [9, 12].

Согласно теоретическим оценкам [11—13], полученным на основании изучения вероятностей различного вида транспортных катастроф и возможных при этом повреждений контейнеров с отработавшим топливом, вероятность значительного выброса радиоактивных веществ из разгерметизированного во время аварий контейнера в окружающую среду составляет для 10^6 км пути 0,002—0,03, случая в год при перевозке автомобильным транспортом, 0,008 — 0,02 железнодорожным и 0,001 морским. Изучение распространения радиоактивного вещества, выброшенного из разгерметизированного контейнера общей массой 45 т, показало, что при самых неблагоприятных условиях территория, на которой доза облучения достигнет смертельного уровня, будет ограничена сравнительно небольшими размерами: 100 м в длину (по направлению движения) и 10 м в ширину.

Таким образом, вероятность аварийной ситуации при транспортировке отработавшего топлива со значительным выбросом радионуклидов незначительна и последствия такого маловероятного события носят локальный характер. Значительно более опасна для населения транспортировка органического топлива, особенно нефти. Так, согласно статистике за 1970 г. утечка нефти в открытое море составила 1600 т при доставке нефти к ТЭС для производства 1 ГВт (эл.)·год энергии, из которых 80 т было сброшено в море из-за аварий танкеров, перевозящих нефть. Заметим, что эти аварии вызывают опасность не локальную, а, скорее, региональную.

К настоящему времени удалось разработать надежные транспортные контейнеры для перевозки отработавшего топлива от АЭС с легководными реакторами. Как показали испытания, эти контейнеры сохраняют герметичность даже при имитации различных видов предельно возможных аварий. Однако опыт практической эксплуатации таких контейнеров еще недостаточен для вывода, что проблема безопасной транспортировки отработавшего топлива решена удовлетворительно. Кроме того, надо иметь в виду, что эта проблема может усложниться в ближайшем будущем в связи с ростом числа перевозок ТВС, увеличением их габарита и мощности, увеличением выгорания топлива на АЭС и стремлением к сокращению времени выдержки облученного топлива в хранилищах АЭС. В условиях СССР с его широко развитой сетью железных дорог для транспортировки отработавшего топлива наиболее предпочтительным представляется железнодорожный транспорт, при этом можно будет предусмотреть строительство специальных поездов, оборудованных различными средствами локализации последствий возможных аварийных ситуаций. Для повышения безопасности, по-видимому, будет разработан специальный регламент движения таких поездов.

8.5. Транспортировка радиоактивных отходов

С транспортировкой радиоактивных отходов приходится сталкиваться на всех этапах ЯТЦ. Их перевозят в твердом или жидком виде. Газообразные отходы, как правило, для снижения их активности выдерживают на месте. Однако надо иметь в виду, что некоторые жидкие и твердые отходы, например радиевые «хвосты», выделяют радиоактивные газы.

- Твердые отходы считают радиоактивными, если [14]:
- 1) уровни загрязнений поверхностей превышают 500 — α -част./мин или 500 β -част./мин, определяемых на площади 100 см²;
 - 2) удельный гамма-эквивалент превышает 10⁻⁷ г-экв Ra на 1 кг отходов; вплотную к поверхности мощность дозы γ -излучения более 3 мкЗв/ч.

Жидкие отходы считают радиоактивными, если их удельная активность превышает ПДК для воды.

Перед транспортировкой отходы концентрируют и уплотняют. Жидкие отходы обогащают методом упаривания, осаждения или флотации. Загрязненные изделия из дерева и бумаги сжигают, собирая золу и очищая дымовые газы, металлические конструкции прессуют. Для перевозки отходов используют специальные автомобили, цистерны, вагоны. Некоторые характеристики средств транспортировки радиоактивных отходов приведены в табл. 8.3 [15].

На сегодняшний день транспортировка отходов средней и низкой удельной активности — хорошо отработанные и безопасные операции. Транспортировка отходов высокой удельной активности пока менее отработана: в ряде стран идет разработка опытных контейнеров для них. При конструировании таких контейнеров к их безопасности и регламенту перевозок предъявляют те же критерии, что и при конструировании контейнеров для отработавшего топлива (см. [57] в гл. 1).

Таблица 8.3. Характеристика упаковочных комплектов для перевозки радиоактивных отходов

Характеристика упаковочного комплекта	Тип перевозимых отходов		
	Высокой удельной активности	Оболочки твэлов	Средней удельной активности
Марка	NTL-10	Проект	S7V, (GfK)
Число канистр	15	21	7
Полезная масса, т	10,5	17	4,9
Полная масса, т	105	70	35
Длина, мм	5050	5000	990
Диаметр, мм	1220	1300	1950
Способ теплопередачи	Воздушное охлаждение		
Вид транспортировки	Железнодорожный транспорт		

Глава 9

Радиоактивные отходы

9.1. Обработка радиоактивных отходов

Одно из важнейших звеньев замкнутого ЯТЦ — переработка и захоронение радиоактивных отходов. В зависимости от удельной активности последние разделяют на три категории: 1) низкой (менее $1 \cdot 10^{-5}$ Ки/л), 2) средней (от $1 \cdot 10^{-5}$ до 1 Ки/л) и 3) высокой (больше 1 Ки/л) удельной активности. Отходы первой категории радиационно-опасны только при попадании внутрь организма человека и поэтому должны быть локализованы таким образом, чтобы в результате миграции по биологическим цепям они не могли попасть в организм человека в опасных количествах. Вторая категория отходов опасна и как источник внешнего облучения, в связи с чем необходима также защита от проникающего излучения этих радионуклидов. Наконец, отходы третьей категории имеют настолько высокую удельную активность, что кроме мощной радиационной защиты требуют охлаждения в течение длительного времени. Количества радиоактивных отходов, в том числе облученных ТВС, образующихся при производстве 1 ГВт (эл.)·год электроэнергии, приведены в табл. 9.1.

Отходы низкой и средней удельной активности присущи в основном начальным звеньям ЯТЦ — от добычи урана до эксплуатации АЭС — и были рассмотрены выше. Отходы высокой удельной активности (ОВУА) образуются на заключительном этапе ЯТЦ — при переработке облученного топлива, выгруженного из ядерных реакторов и доставленного на РХЗ. Чаще всего термином ОВУА обозначают раствор продуктов деления в азотной кислоте, полученный во время первого цикла процесса экстракции Pu и U. В таком растворе содержится около 99,9% всех продуктов деления выгоревших U и Pu, следы частично неэкстрагированного Pu и почти целиком другие трансурановые элементы

Таблица 9.1. Радиоактивные отходы ЯТЦ с реакторами типа ЛВР и БН, образующиеся при производстве 1 ГВт·год электроэнергии [1]

Отходы	Объем отходов, м³	
	ЯТЦ с ЛВР	ЯТЦ с БН
Хвосты от переработки руд	$(3-6) \cdot 10^4$	300—400
Переработанные и упакованные отходы с удельной активностью:		
а) низкой и средней	640—700	300
б) высокой	$\lesssim 4$	$\lesssim 4$

Примечание: ЛВР — легководный реактор типа ВВЭР (PWR), РБМК, ВВР.

Таблица 9.2. Удельная активность продуктов деления и ТУЭ в выгруженном топливе реакторов на тепловых и быстрых нейтронах

Радионуклид	Период полураспада	Удельная активность, кКи/т топлива	
		Реактор на тепловых нейтронах*	Реактор на быстрых нейтронах**
Продукты деления:			
¹⁴⁴ Ce	284 сут	892	1280
⁹⁵ Nb	35 сут	869	2660
⁹⁵ Zr	64 сут	524	2100
¹⁰⁶ Ru	1 год	459	1290
⁸⁹ Sr	51 сут	214	637
¹³⁷ Cs	30 лет	107	109
¹⁴⁷ Pm	2,6 года	104	353
⁹⁰ Cs	29 лет	76,9	43,4
T	12,3 года	0,7	0,9
ТУЭ:			
²⁴¹ Pu	15 лет	116	600
²⁴² Cm	163 сут	19,3	65,5
²³⁸ Pu	88 лет	2,79	11,2
²⁴⁴ Cm	18 лет	2,50	1,24
²⁴⁰ Pu	6,5·10 ³ лет	0,48	0,43
²³⁹ Pu	2,4·10 ⁴ лет	0,33	3,53
²⁴¹ Am	433 года	0,17	1,57
²⁴³ Am	7330 лет	17·10 ⁻³	50·10 ⁻³
²⁴² Pu	3,8·10 ⁵ лет	1,4·10 ⁻³	13·10 ⁻³

* Легководный реактор мощностью 1 ГВт (эл.), загрузка 90 т обогащенного урана, глубина выгорания 33 ГВт·сут/т, удельная мощность 30 МВт/т, выдержка 90 сут.
** БН мощностью 1 ГВт (эл.), загрузка 50 т (активная зона+блает: уран+плутоний+обедненный уран), средняя глубина выгорания 33 ГВт·сут/т, средняя удельная мощность 58 МВт/т, выдержка 30 сут.

(ТУЭ), в основном Np, Am и Cm. Количества накопленных продуктов деления и ТУЭ зависят от типа и мощности реактора, обогащения и глубины выгорания используемого топлива, энергонапряженности активной зоны и других факторов. Данные о начальной активности и радиоизотопном составе продуктов деления и ТУЭ в выгруженном топливе типичных реакторов на тепловых и быстрых нейтронах представлены в табл. 9.2.

Количество ОВУА существенно зависит также от типа применяемого ядерного топлива (металлическое или окисное), а также используемого радиохимического процесса. Единственным применяемым в настоящее время в мировой практике промышленным методом переработки топлива реакторов на тепловых нейтронах (независимо от его состава и выгорания) является непрерывная противоточная экстракция U и Pu растворами трибутилфосфата в разбавителях (пурекс-процесс). Экстракционные схемы различаются числом циклов экстракционной очистки, коэффициентом очистки урана и плутония на первом и втором экстракционном циклах, способом разделения и операциями межцикло-

вой обработки урановых растворов, наличием узлов окончательной очистки урана (на силикагеле, фосфате титана и т. п.), методами концентрирования и аффинажа Рu.

Экстракционные схемы позволяют обеспечить весьма высокие показатели [3]:

Коэффициент очистки:

урана от плутония	10 ⁷
плутония от урана	10 ⁶
урана от продуктов деления:	10 ⁷
на первом цикле	2·10 ⁴
на втором цикле	5·10 ³
плутония от продуктов деления:	10 ⁸
на первом цикле	2·10 ⁴
на втором цикле	2·10 ³
при анионном обмене	3
Извлечение урана и плутония, %	99,9
Степень регенерации, %:	
азотной кислоты	95
экстрагента	99,7

Наряду с экстракционными разрабатываются и другие неводные (возгонка, пирометаллургические процессы) и водные методы. С помощью одного из водных методов в первом экстракционном цикле регенерации твэлов ВВЭР достигнуто практически полное разделение U, Рu и Np, а коэффициент очистки U от продуктов деления составил $5 \cdot 10^5 - 10^6$ [4]. Хотя эти методы достаточно хорошо изучены, но промышленного применения пока не нашли.

При использовании наиболее распространенного в настоящее время пурекс-процесса объем ОВУА после концентрирования составляет 400—500 л/т облученного топлива легководных реакторов. Минимальное значение (30—100 л/т) характерно для переработки магноксовых твэлов графито-газовых реакторов, доминирующих в ядерной энергетике Великобритании [5].

По мере распада относительно короткоживущих радионуклидов и уменьшения удельной $\beta - \gamma$ -активности смеси снижается ее остаточное тепловыделение и возрастает доля долгоживущих осколков среди продуктов деления. Эти зависимости можно проследить по данным табл. 9.3 и рис. 9.1. Видно, что для распада продуктов деления в ОВУА до приемлемого уровня, сравнимого с естественной радиоактивностью урановой руды, необходимо около 600 лет [6]. В основном это обуслов-

Т а б л и ц а 9.3. Спад остаточного тепловыделения по мере выдержки ОВУА [7]

Продолжительность выдержки	Остаточное тепловыделение, кВт/т U	Продолжительность выдержки	Остаточное тепловыделение, кВт/т U
90 сут	20	10 лет	0,9
160 сут	16	50 лет	0,2
1 год	9,2	100 лет	0,1

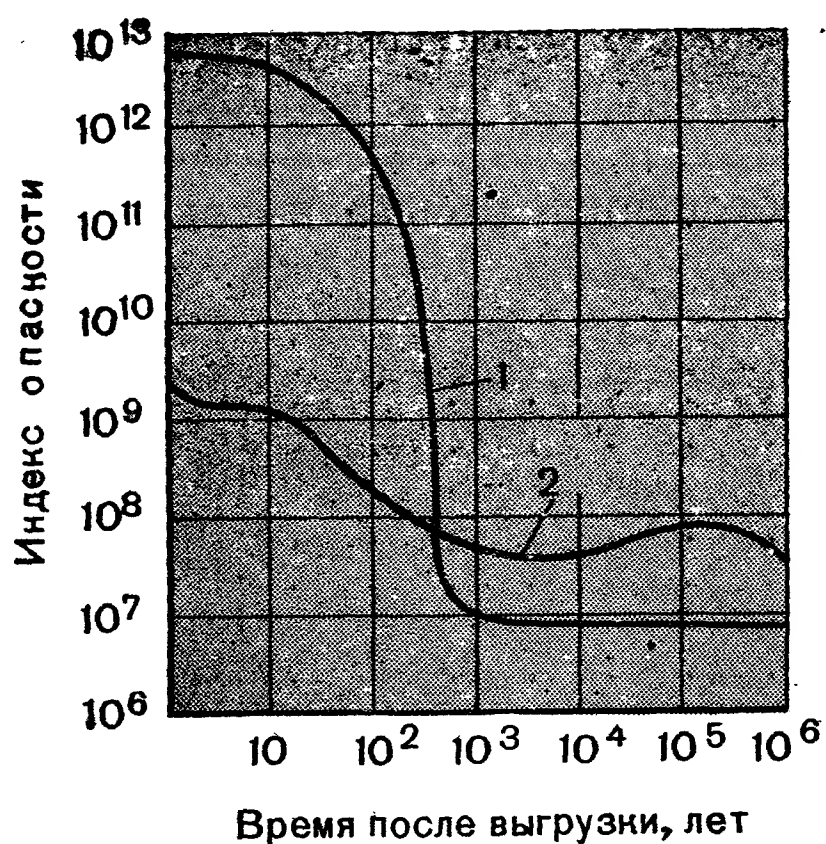


Рис. 9.1. Относительная опасность продуктов деления (1) и трансурановых элементов (2) в различное время после выгрузки отработавшего топлива из реактора. (За индекс опасности принято отношение активности радионуклида к его допустимой концентрации в воде.)

лено наличием особо долгоживущих ^{90}Sr и ^{137}Cs , которые доминируют в смеси продуктов деления со временем выдержки более 10 лет. Хотя среди осколков есть и более долгоживущие радионуклиды с периодом полураспада $T_{1/2} \approx 10^4$ и даже 10^6 лет, однако из-за большого $T_{1/2}$ их удельная активность

мала и не превышает значения, присущего ряду минералов в земной коре.

В табл. 9.4 приведены данные по прогнозу накопления радиоактивных отходов ядерной энергетики мира. Они получены в предположении, что будут эксплуатироваться только легководные реакторы.

Количество работ, посвященных изучению радиоактивных отходов, исключительно велико. Только в 70-х годах было проведено более 10 международных конференций, симпозиумов и совещаний, на которых заслушано и подвергнуто тщательному анализу около 1000 докладов и сообщений. Кроме того, техника переработки и дальнейшего концентрирования радиоактивных отходов детально рассмотрена в ряде книг и обзоров. Итоги этих работ позволяют утверждать, что к настоящему времени нет научных или технических препятствий для радиационно-безопасных переработки, хранения и удаления радиоактивных отходов ЯТЦ.

При разработке способов обращения с радиоактивными отходами специалисты ведущих ядерных держав мира во всех случаях использовали принципы максимального концентрирования и изоляции вредных веществ от внешней среды, чтобы обеспечить радиационную защиту населения, проживающего в районах размещения предприятий ЯТЦ и являющегося наиболее радиационно-чувствительным элементом биосферы. Техническое воплощение этот принцип находит в концепции многобарьерной защиты, охарактеризованной выше при описании системы радиационной безопасности АЭС (см. гл. 6).

Так, в 60-х годах методом гидроразрыва пласта (глинистого сланца) в Ок-Риджской национальной лаборатории (США) на глубину около 300 м было удалено примерно 2 тыс. м^3 отходов средней удельной активности (250 кКи), обусловленной в основном ^{137}Cs . В водоносный горизонт подавали смесь отходов, портландцемент и глину, которую нагнетали под давлением 25 МПа/см^2 до образования широкого тонкого горизонтального слоя в глинистом сланце, где и происходило отвержде-

Т а б л и ц а 9.4. Суммарное количество радиоактивных отходов в мире [6]

Отходы	Год	Суммарный объем, 10 ³ м ³	Суммарная активность, МКи
Содержащие ТУЭ: высокой удельной активности (от- вержденные) оболочки ТВЭЛОВ	1990	6	50·10 ³
	2000	28	200·10 ³
	1990	5	1,5·10 ³
	2000	24	5,5·10 ³
средней и низкой удельной активно- сти	1990	100	45
	2000	470	200
Несодержащие ТУЭ: летучие	1990	4	410
	2000	1	1,8·10 ³
средней и низкой удельной активно- сти	1990	2,4·10 ³	3
	2000	7,9·10 ³	10
Рудные	1990	3,5·10 ⁵	4
	2000	9,5·10 ⁵	11

ние отходов. После нескольких закачек в один и тот же разрыв пласта примерно 200 м³ отходов отверстия в обсадной трубе заливали и делали в этой же скважине новый разрыв ниже предыдущего [8]. В результате проведения серии экспериментов с последующими наблюдениями установлено, что практически исключен какой-либо контакт отвержденной смеси отходов с грунтовыми водами. Если даже когда-либо это и произойдет, то почти все радионуклиды останутся в месте захоронения. Миграции удаленных продуктов деления препятствуют следующие причины: 1) удержание их смесью; 2) непроницаемость перекрывающей породы; 3) ионообменная способность окружающего глинистого сланца.

9.2. Опыт обращения с жидкими отходами высокой удельной активности

В настоящее время практически во всех развитых ядерных странах признана оптимальной следующая схема переработки ОВУА:

- 1) хранение в жидкой форме для снижения остаточного тепловыделения до приемлемого;
- 2) отверждение выдержанных жидких ОВУА и временное хранение в контролируемых условиях;
- 3) окончательное захоронение отвержденных отходов в стабильных геологических формациях.

Наряду с этим продолжают исследования методов извлечения ценных компонентов из ОВУА на стадии их хранения, в особенности долгоживущих радионуклидов. Последние можно с успехом использовать в радиационной дефектоскопии, для лучевой терапии, в качестве

генераторов энергии (тепла и электричества) и для других целей. При таком извлечении не только достигается значительный экономический эффект, но и существенно снижаются требования к длительности хранения отвержденных ОВУА. По этой же причине изучают возможность ядерной трансмутации («пережога») долгоживущих радионуклидов в более короткоживущие. Расчеты показывают, что при выполнении определенных условий такие процессы физически и технически возможны и могут существенно снизить радиационную опасность ОВУА.

В США переработка облученного топлива началась в 1944 г. в ядерном центре Ханфорде (близ г. Ричланд, шт. Вашингтон). В этот период хранение жидких ОВУА в больших емкостях считалось временным решением. Первые емкости были изготовлены из бетона. Вскоре они были модернизированы, и до сих пор для хранения нейтрализованных ОВУА в Ханфорде используют двухслойные баки из углеродистой стали. Этот же метод применяется в Саванна-Ривер (шт. Южная Калифорния) — другом центре атомной промышленности США. На установке ICRR в третьем центре КАЭ США — Национальной станции испытания реакторов (близ Айдахо-Фоллз, шт. Айдахо) — ОВУА, растворенные в азотной кислоте, хранятся в баках из нержавеющей стали.

В указанных трех пунктах за 1944—1972 гг. было сооружено 198 баков. В 1944—1955 гг. в 20 баках из углеродистой стали были обнаружены утечки, после чего их содержимое перекачали в резервные емкости. Вследствие быстрого выявления утечки используемыми методами контроля ни в одном из этих случаев не произошло загрязнения грунтовых и наземных вод. За последние 25 лет утечки ОВУА не происходили [19].

Пример устройства временного хранилища, в котором жидкие ОВУА выдерживают с целью снижения их тепловыделения до приемлемого уровня, приведен на рис. 9.2. Утечки ОВУА из баков собираются в поддонах и возвращаются обратно в емкости; воздух очищается на многоступенчатых фильтрах со степенью очистки более 10^4 . Хотя такое хранение безопасно для внешней среды, признано целесообразным постепенно перевести жидкие ОВУА в твердые соединения, более компактные, менее подвижные и лучше подверженные контролю.

В Ханфорде с 1965 г. более 200 000 м³ ОВУА, выдержанных до малого тепловыделения, были досуха выпарены в существующих баках-хранилищах. Предварительно из ОВУА были радиохимически выделены ⁹⁰Sr и ¹³⁷Cs, что позволило сократить необходимый срок изоляции сухого остатка со 100 до ~ 5 лет. Sr и Cs в форме жидких ОВУА хранятся в охлаждаемых баках из нержавеющей стали в ожидании переработки, герметизации и удаления. В качестве альтернатив рассматриваются три варианта хранения:

- а) на территории центра в близрасположенном наземном сооружении;
- б) на территории центра в базальтовых полостях, созданных на большой глубине;
- в) на территории федерального депозитария.

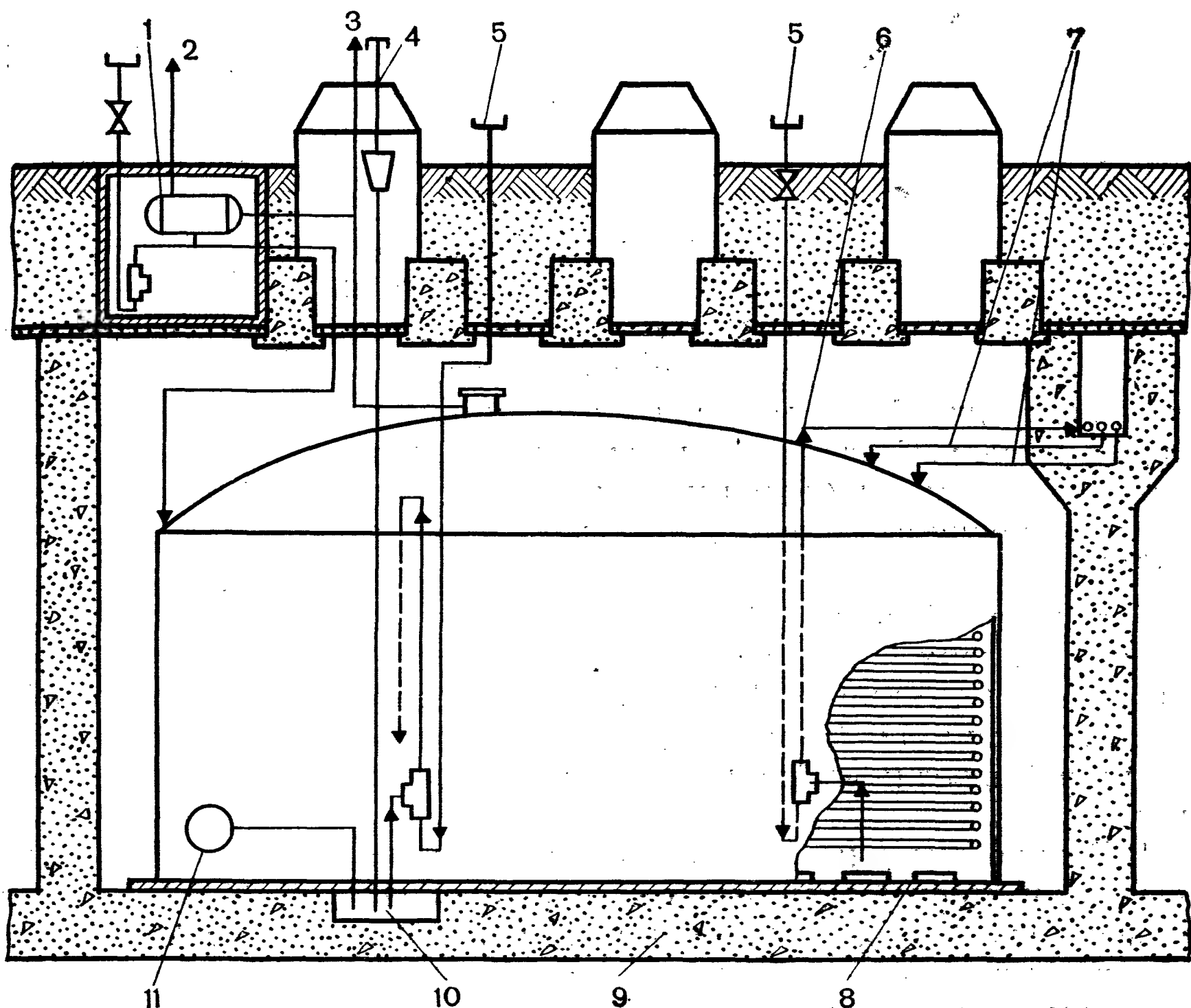


Рис. 9.2. Схема типичного бака-хранилища жидких отходов высокой удельной активности:

1 — сборник конденсата; 2 — в вентиляционную систему; 3 — к линии воздуха высокого давления; 4 — пробоотборник; 5 — подача пара; 6 — линия перекачки отходов; 7 — линии подачи отходов; 8 — система охлаждения; 9 — подушка; 10 — контроль протечек; 11 — указатель уровня

Ведутся обширные исследования, которые позволят принять решение в середине 80-х годов [8].

В Саванна-Ривер выдержанные жидкие ОВУА были сконцентрированы до степени, соответствующей прочности баков и производительности их теплообменников. В охлаждаемых ОВУА образовались шлам и частично кристаллизовавшиеся осадки. К 1976 г. более 60% ОВУА находилось в форме малоподвижных осадков и шламов. В качестве альтернатив дальнейшей переработки рассматривается отверждение с последующим хранением в подземных полостях, создаваемых на территории центра, или транспортировка контейнеров с отвержденными ОВУА в федеральный депозитарий [8].

В Айдахо на установке ICRR с 1963 г. ОВУА методом кальцинации превращают в твердые гранулы, которые поступают в емкости из нержавеющей стали в бетонных каньонах близ поверхности земли. Оттуда они могут быть с помощью пневмотранспорта поданы на дальнейшую пере-

работку. По оценкам хранилища гранул не потеряют герметичности в течение 300—500 лет [7]. В ближайшие годы будет обоснован выбор дальнейшего захоронения отвержденных отходов.

Требованиями радиационной безопасности, принятыми в США, предусматривается, что в течение пяти лет после переработки облученного топлива, выгруженного из ядерных реакторов, ОВУА должны быть отверждены и затем (не позже чем через 10 лет после переработки) перевезены для захоронения в федеральный депозитарий.

В Советском Союзе ОВУА в настоящее время также хранятся в жидком виде в баках из нержавеющей стали. Ведутся исследования по остекловыванию. В лабораторных условиях выполнены работы на реальных отходах. Создана опытная установка, которая эксплуатируется на модельных смесях более четырех лет. Промышленные установки такого назначения планируется начать эксплуатировать через несколько лет [10].

Среди стран Западной Европы первыми к переработке облученного топлива, выгруженного из ядерных реакторов, приступили Великобритания и Франция. В 1958 г. начали работать РХЗ в Уиндскейле (Великобритания) и Маркуле (Франция). Позднее во Франции был пущен второй завод (мыс Аг), на котором перерабатывается окисное топливо.

В Великобритании за 25 лет работы предприятий атомной промышленности и ядерной энергетики накоплено около 770 м³ ОВУА. До настоящего времени они хранятся в 10 баках с теплообменниками под непрерывным гидрологическим и радиометрическим контролем. Эту практику признают вполне безопасной, так как в случае обнаружения утечки отходы перекачивают в один из резервных баков, а потерявший герметичность подвергают осмотру и ремонту.

На трех упомянутых европейских РХЗ перерабатывается около 4000 т твэлов (1900 т естественного металлического урана), выгружаемых из графито-газовых реакторов суммарной мощностью около 8 ГВт (эл.) [11].

В США до пуска первого коммерческого РХЗ (Вест-Валли, шт. Нью-Йорк, 1966 г.) было переработано большое количество облученного топлива. РХЗ перерабатывал 600 т облученного урана в год до 1977 г., когда он был остановлен для модернизации и расширения. Небольшие установки эксплуатируются также в ФРГ (40 т/год) и Бельгии (Еврохим, г. Моль, 60 т/год) [12].

Для уменьшения числа типов отходов, образующихся на радиохимических установках и заводах, изучают способы их переработки и смешивания. Прежде всего это относится к твердым остаткам, образующимся при очистке растворов, к поглотителям радиоактивных газов, отработавшим растворам и т. п. Жидкие отходы концентрируют способами выпаривания, «обратного» осмоса, осаждения, фильтрации и ионного обмена. Газообразные отходы очищают в скрубберах и на фильтрах. Что же касается газообразных продуктов деления, то они могут

быть отделены с помощью абсорбции, криогенной очистки и перегонки. Обработанные указанными выше способами жидкие отходы, которые в дальнейшем не смешивают с ОВУА, могут сорбироваться в таких материалах, как вермикулит, глина, а затем связываются цементом, битумом или формальдегидными смолами.

Отверждение радиоактивных отходов. Способам переработки и отверждения ОВУА, прежде всего путем превращения их в продукты обжига и (или) стеклования, уделяется особое внимание. Подготовлены для демонстрации такие технологические процессы, как кальцинация (выпаривание и высокотемпературный обжиг)* в кипящем слое, в том числе с последующим остекловыванием спеченных частиц, кальцинация в струе горячего воздуха или газа, изготовление керамических блоков с ОВУА. Продолжается дальнейшая разработка таких технологических процессов, как получение спеченных стеклокерамических частиц, суперкальцинация (получение огнеупорных окислов кристаллической формы), изготовление спеченных частиц в многослойных оболочках и некоторых других систем. Интенсивно изучаются методы выделения долгоживущих Рн и других трансурановых элементов и тем самым снижения срока опасности ОВУА.

Серьезные трудности в обращении с ОВУА на РХЗ после первого цикла экстрагирования продуктов деления представляют циркониевые оболочки топливных элементов, способные к самовозгоранию. Разрабатывают различные варианты обращения с ними: 1) прессование и временное хранение под водой в бетонных ямах; 2) расплавление циркониевых оболочек в электропечах с добавками железа или меди для получения соответствующих эвтектических смесей, из которых затем должны отливаться слитки, помещаемые в бетонные оболочки.

В странах, занятых переработкой облученного топлива (США, СССР, Великобритании, Франции, Канаде), работы по отверждению ОВУА были начаты более 20 лет тому назад. В результате разработано несколько методов, базирующихся на кальцинации и остекловывании. Хотя полномасштабная проверка методов и техники еще отсутствует, можно утверждать, что к настоящему времени создана технология переработки ОВУА, обеспечивающая непревышение приемлемого риска для нынешнего и будущего поколений.

Впервые жидкие радиоактивные отходы были остеклованы в 1958 г. во Франции. С 1963 г. в Маркуле функционирует полужаводская установка, на которой изготовляют блоки такого стекла массой до 15 кг. Успешный опыт ее эксплуатации позволил в 1969 г. провести экспери-

* Метод кальцинации состоит в том, что отходы подвергают нагреву до 500—700 °С в специальных аппаратах, в результате чего образуется кальцинат—смесь окислов металлов, содержащихся в исходном растворе ОВУА. Этот метод позволяет сократить объем отходов примерно в 10 раз. Из-за относительной химической неустойчивости кальцинат непригоден для окончательного захоронения, но удобен как исходное сырье для дальнейшего превращения отходов в более устойчивый и прочный материал, например стекло, керамику, кермет.

менты по переработке ОВУА: 200 л отходов были кальцинированы, остеклованы с образованием 90 кг стекла и загружены в спецконтейнер. К 1973 г. в 12 т стекла были переработаны ОВУА суммарной активностью около 5 МКи, что соответствует 800 т облученного урана из графито-газовых ядерных реакторов. 164 контейнера (в среднем по 60 кг) с остеклованными ОВУА хранятся с соблюдением правил радиационной безопасности в Маркуле в условиях воздушного охлаждения для снятия остаточного тепловыделения [12].

Наряду с разработкой этого квазипериодического процесса в 1963—1970 гг. были проведены исследования по созданию метода непрерывной кальцинации. После их успешного завершения в Маркуле с 1977 г. приступили к сооружению завода по переработке ОВУА, который будет ежедневно производить около 30 м³ стекла в металлических канистрах $\varnothing 50 \times 100$ см. Это соответствует переработке примерно 1000 т облученного топлива от АЭС с графито-газовыми ядерными реакторами мощностью свыше 4 ГВт (эл.), что позволит начать отверждение ОВУА, выдерживаемых в Маркуле с 1958 г. Предполагается хранить канистры в подземных бетонных ячейках с воздушным охлаждением. Планируется в середине 80-х годов соорудить коммерческую установку по отверждению ОВУА, образующихся на РХЗ мыса Аг при переработке облученного топлива от АЭС с легководными реакторами суммарной мощностью 300 ГВт (эл.). Для обеспечения годовой производительности 200 т стекла потребуются смонтировать две линии, подобные используемым на заводе в Маркуле. Канистры с отвержденными ОВУА будут в течение четырех лет хранить в водном бассейне, затем их перегрузят в бетонные ячейки с воздушным охлаждением [13].

В Великобритании блоки стекла с радиоактивными отходами были впервые получены на полужаводской установке в 1962 г. В течение последующих четырех лет в ходе 72 плавок (в том числе восьми ОВУА) в 400 кг стекла были превращены отходы от 10 т облученного топлива графито-газовых реакторов. Это стекло около 15 лет безопасно хранится в условиях воздушного охлаждения без признаков разрушения и диспергирования.

Современная английская программа по переработке ОВУА содержит четыре этапа:

1. С 1975 г. в ядерном центре в Харуэлле эксплуатируется полужаводская установка по выплавке блоков стекла ($\varnothing 54 \times 120$ см, массой 500 кг) в тиглях с применением нерадиоактивных имитаторов отходов. Ее годовая производительность эквивалентна отверждению ОВУА от 400 т облученного топлива легководных ядерных реакторов мощностью 13 ГВт (эл.).

2. К середине 80-х годов будет сооружена полужаводская установка стоимостью 3 млн. фунтов стерлингов для отверждения ОВУА атомной промышленности, накопленных в ядерном центре в Уиндскейле в ходе эксплуатации графито-газовых ядерных реакторов.

3. В 1980 г. осуществлен пуск прототипной демонстрационной установки стоимостью 5 млн. фунтов стерлингов для переработки ОВУА,

но с применением нерадиоактивных имитаторов отходов на первом этапе ее эксплуатации.

4. В 1982—1986 гг. предполагается соорудить промышленный завод стоимостью 21 млн. фунтов стерлингов.

Канистры с отвержденными ОБУА будут содержаться в хранилищах с водяным или воздушным охлаждением, выбор которого связывают с решением о методе окончательного захоронения [14].

В США в Ханфорде на прототипной установке WSEPP (Waste Solidification Engineering Prototype Plant) в 1966—1970 гг. проведено 33 демонстрационных эксперимента, в ходе которых переработаны и герметизированы в канистрах ОБУА суммарной активностью 50 МКи. Суточная производительность этой установки эквивалентна переработке 1 т облученного урана, что соответствует эксплуатации легководных ядерных реакторов мощностью 10 ГВт (эл.). На Национальной станции испытания реакторов разработано и опробовано на нерадиоактивных имитаторах оборудование производительностью 5 т U/сут, с 1963 г. отверждено более 9000 м³ жидких отходов методом кальцинации в кипящем слое, который рекомендован для использования на сооружаемом коммерческом РХЗ [15].

Основное внимание в течение многих лет было уделено стеклам, технология изготовления которых хорошо отработана. Были изучены фосфатные композиции, образующиеся при 500 °С, и боросиликатные стекла (950—1050 °С), способные вместить до 25% имитаторов ОБУА [16, 17]. Практически доля последних в стеклах ограничена остаточным тепловыделением; длительное нагревание вблизи области размягчения вызывает так называемое расстекловывание, т. е. повышение пористости и скорости выщелачивания компонентов на несколько порядков. Во Франции предложены и опробованы шесть вариантов боросиликатных стекол. В Великобритании главное внимание уделено стеклам для отходов магноксовых реакторов, содержащих относительно большие количества алюминия и магния. В частности, для таких составов установлена обратная линейная зависимость температуры образования стекла и выщелачиваемости в дистиллированной, речной и морской водах. Типичные скорости выщелачивания, измеренные в условиях высокой мощности дозы β — γ -излучений в лабораториях Великобритании, Франции и США, составляют 10^{-5} — 10^{-7} г/(см²·сут). Наименьшее значение, полученное во Франции, соответствует времени утечки продуктов деления из канистр $\varnothing$ 30 см, потерявших герметичность, до 1 млн. лет. Скорость утечки Pu и Am в 10—100 раз меньше [16].

Даже при максимальном значении 10^{-5} г/(см²·сут) потребуется несколько тысяч лет для выщелачивания отвержденных продуктов деления и сотни тысяч лет для Pu. Такой случай должен соответствовать комбинации плохого качества стеклянного блока при его изготовлении и перегрева при его хранении. Разработаны композиции высокой радиационной стойкости — их выщелачиваемость практически не изменяется вплоть до $3 \cdot 10^{18}$ расп./г, чему соответствует хранение ОБУА с $1/3$ отходов магноксовых реакторов в течение 10^5 лет.

Т а б л и ц а 9.5. Характеристики отвержденных

Характеристика	Отвержденный	
	Кальцинат	Кальцинат в графитовой матрице
Температура, при которой продукт стабилен, °С (не более)	700	600—1500
Доза, при которой продукт сохраняет радиационную стойкость, Гр	10 ¹⁰	10 ¹⁰
Увеличение объема, %	—	30—150
Теплопроводность, кал/(см·с·°С)	0,0007	0,005—0,01
Скорость выщелачивания, г/(см ² ·сут)	(50—95 %)*	10 ⁻⁴ —10 ⁻⁷

* Для ¹³⁷Cs.

Недавно в Харуэлле завершен 10-летний эксперимент по хранению блока стекла массой 40 кг, содержащего продукты деления суммарной активностью 14 кКи. Механические свойства оказались хорошими, скорость выщелачивания при 90°С не отличалась от характерной для контрольных неактивных образцов. При измерениях в динамических условиях выщелачиваемость составляла от 2·10⁻⁶ г/(см²·сут) при 70°С до 10⁻⁵г/(см²·сут) при 40°С. Последней соответствует удаление потоком воды слоя стекла толщиной 1,5 мм за 100 лет [14]. К этому необходимо добавить, что по данным длительных наблюдений в Канаде за блоками остеклованных ОВУА в реальных условиях скорость выщелачивания на два порядка меньше, чем в модельных «горячих» опытах [18].

К контейнерам, вмещающим остеклованные ОВУА, предъявляют требования химической совместимости с отходами и коррозионной стойкости в местах захоронения. Наибольшее распространение получили хромоникелевые сплавы. Для повышения их коррозионной стойкости в воде предполагают использовать лайнеры из титана, меди и свинца (археологические находки свидетельствуют, что последние два металла могут находиться даже в морской воде более 1000 лет).

Наряду с развитием и совершенствованием технологии отверждения, основанной на использовании остекловывания, ведется интенсивный поиск иных материалов, в частности проводятся работы по включению ОВУА в различного типа керамические, металлокерамические (кермет) и стеклометаллические композиции [13, 16, 19]. Эти исследования направлены на получение продуктов отверждения, обладающих значительно более высокой, чем у стеклоблоков, теплопроводностью при одновременном увеличении химической, радиационной и механической устойчивости.

Некоторые свойства отвержденных радиоактивных отходов характеризуют данные табл. 9.5. Подробные сведения о процессах отверждения приведены в обзорах [13—16].

продуктов [19]

продукт

Стекло

Керамика

Кермет

500—900

600—1500

300—1200

 10^{10} 10^{12} 10^{12}

20—50

20—80

20—100

0,002—0,004

0,0007—0,05

0,5—0,05

 10^{-5} — 10^{-7} 10^{-5} — 10^{-8} 10^{-5} — 10^{-7}

Отверждение ОВУА, перевод их в химически инертную форму и герметизация в металлических канистрах — необходимые ступени переработки отходов заключительного этапа ЯТЦ перед их окончательным захоронением.

9.3. Захоронение радиоактивных отходов *

Отсутствие практически проверенной технологии захоронения долгоживущих радиоактивных отходов — одно из серьезных препятствий на пути дальнейшего развития ядерной энергетики. Однако отсутствие разработанной технологии отнюдь не означает, что нет подходящих решений. К настоящему времени предложены и изучаются следующие методы удаления радиоактивных отходов: захоронение в континентальных геологических формациях, захоронение на морском дне или под ним, облучение долгоживущих ТУЭ в реакторах («ядерная трансмутация»), выброс отходов с помощью ракет за пределы земной атмосферы.

В программах исследований, принятых в США и ряде стран Западной Европы несколько лет назад, разрабатывается в основном первый из этих методов. Так, в пятилетней программе Евратома по переработке радиоактивных отходов из общей суммы 25 млн. долл. более 50% выделено на изучение метода захоронения в континентальных геологических формациях. В США выделяемые на эти цели средства возросли с 5,1 млн. долл. в 1976 г. до 38 млн. долл. в 1978 г. [20].

Концепция удаления ОВУА в глубокие подземные хранилища базируется на сочетании природных защитных барьеров с искусствен-

* При подготовке этого параграфа использованы материалы М. М. Фуремса.

ными, уменьшающими возможность миграции радионуклидов в биосферу. Из этих барьеров наиболее важны следующие:

- 1) физико-химическая форма самих отходов, обеспечивающая их высокую устойчивость;
- 2) материал капсул, характеризуемый высокой коррозионной стойкостью и длительным сроком службы;
- 3) применение буферных материалов с низкой проницаемостью и высокой сорбционной емкостью для заполнения камер, туннелей и стволов шахт, содержащих канистры с ОВУА;
- 4) водонепроницаемые «самозалечивающиеся» породы с фиксированной водой или породы с низкой проницаемостью и низкими скоростями движения грунтовых вод;
- 5) большое время переноса грунтовых вод до ближайшего потребителя;
- 6) задержка мигрирующих радионуклидов в разломах пород с помощью ионообменных и других необратимых процессов;
- 7) сорбция радионуклидов в вышележащих горизонтах и в почвах.

Максимальная глубина хранилища регулируется соотношением литостатического давления и общего сопротивления вмещающей породы. Сопротивление и теплопроводность последней должны быть достаточно высокими, чтобы обеспечить целостность хранилища и рассеять тепло, выделяющееся при радиоактивном распаде ОВУА.

Особое внимание обращают на то, чтобы в районе хранилища отсутствовали месторождения руд, нефти, газа или других ценных ископаемых и, таким образом, был минимальным риск будущего разрушения под действием природных сил или вследствие вторжения человека при его хозяйственной или иной деятельности.

Проведенные исследования показали, что многие геологические формации могут быть использованы для надежного захоронения, прежде всего — это каменная соль, глинистые (осадочные) и скальные породы. Из последних наибольшее внимание уделяется вулканическим, метаморфическим и таким осадочным породам, как известняк и ангидрид (безводный гипс).

Глинистые породы. Проблемы, связанные с захоронением радиоактивных отходов в глинистых формациях, прорабатывают в Бельгии, Италии и США. В Бельгии исследуется возможность захоронения отходов в глинистом пласте толщиной 100 м на глубине 160—260 м, расположенном под Центром ядерных исследований в Моле. На юге Италии ведутся проработки по захоронению отходов в районе ядерного исследовательского центра Испра. Проведен эксперимент (на глубине 8 м) по изучению нагрева глины теплом, выделяемым отходами. Готовится эксперимент по захоронению отходов на глубине 25 м [6].

Франция, Япония, Великобритания и США образовали рабочую группу для изучения возможности захоронения радиоактивных отходов в глинистых пластах, расположенных глубоко под дном океана. Недавно к работе этой группы присоединились ученые Канады.

Скальные породы. Наиболее активно проработки вариантов захоронения отходов в скальных породах ведут специалисты Великобритании, Канады, Швеции и США. Некоторые другие страны (Финляндия, Испания, Швейцария) проводят работы по теоретической оценке возможности использования скальных формаций для захоронения отходов отечественных АЭС. Швеция совместно с США разрабатывает проект захоронения радиоактивных отходов в гранитной формации на глубине 300—400 м. Для доступа к ней предлагается использовать старую шахту в Стрипе, в которой ранее добывалась железная руда.

Преимущества скальных пород заключаются в их прочности, гарантирующей целостность проделанных стволов, штреков, штолен и т. п., и в возможности при необходимости обратного извлечения захороненных отходов. К недостаткам этих формаций по сравнению с соляными и глинистыми следует отнести их неспособность к «самозатягиванию» образовавшихся трещин.

По современным представлениям рекомендуемое хранилище должно располагаться в гранитных породах или в гнейсах. Эти твердые породы обычно закристаллизованы на значительной глубине в земной коре при повышенных температуре и давлении и относятся к широкому классу кристаллических силикатных пород.

Граниты и гнейсы — наиболее распространенные типы пород в 10-километровом слое континентальной земной коры — встречаются на поверхности в виде плоскогорий, горных хребтов, региональных возвышенностей, а также являются подложкой более молодых осадочных пород.

Они обладают высокой механической прочностью, хорошей структурной и химической стабильностью. За последние десятилетия накоплен значительный опыт по подземному хранению нефти и иных продуктов, а также размещению других установок в таких породах. Нет принципиальных трудностей при проектировании, строительстве и эксплуатации подземных сооружений в граните и гнейсах. Для таких хранилищ, однако, особо важными являются гидрогеологические аспекты, поскольку наличие разломов может привести к вымыванию захороненных радионуклидов.

Миграция и рассеяние радионуклидов в горных породах в значительной степени определяются геохимическими условиями. Для большинства элементов, содержащихся в отходах, вмещающая горная порода будет действовать как геохимический барьер. Таким образом, эти радионуклиды вступят в реакцию с минералами или грунтовыми водами и распадутся до попадания в биосферу.

Проекты захоронения отходов в скальных породах особенно интенсивно разрабатываются в Великобритании. В 1976 г. Институт геологических наук сформулировал основные критерии для выбора геологических формаций: отсутствие потоков подземных вод в районе могильника, глубина захоронения — не менее 300 м (под ледниковыми отложениями), температура стенок могильника — не более 100°C. В 1978 г. должны были начаться натурные исследования, включая глубинное бу-

рение *. В итоге анализа возможного нагрева пород за счет тепла захороненных отходов установлено, что мощность теплового излучения ОВУА при захоронении не должна превышать 1 кВт.

В Корнуолле проводят полевые работы по изучению диффузии, теплопроводности и механических свойств скальных пород. Разработан эскизный проект могильника в скальных породах на глубине 500 м (рис. 9.3). Для поддержания требуемой температуры стволы удалены друг от друга на 20 м. Планом работ предусмотрено сооружение опытного демонстрационного могильника для остеклованных ОВУА к 1992 г., а начало функционирования основного могильника — в 2000 г. [6].

При захоронении в скальных породах необходимо знать следующие параметры района подземного могильника: механические и тепловые напряжения, уровни излучения, давление (исходя из того, что на глубине 1 км оно равно 300 МПа/см^2), рН подземных вод, концентрацию ионов в них. В Великобритании разработана одномерная модель, которая дает возможность оценить выход радионуклидов из ОВУА, захороненных в скальных породах. Для расчетов введены так называемые равновесные коэффициенты сорбции: для Рu — 10^4 ; Cs — 10^3 , Ra — 500; Np, Sr, семейства I и Tc — 100. Рассчитанные максимальные дозы, которые могут получить люди при попадании наиболее опасных радионуклидов в питьевую воду, не превышают 0,1—0,01 установленного среднегодового допустимого значения. Максимальная коллективная доза при выщелачивании ОВУА и попадании наиболее опасных нуклидов в питьевую воду в худшем случае не превысит 10^2 чел-Зв [21].

В Швеции разработан проект централизованного могильника в скальных породах, рассчитанного на 3000 т отработавшего топлива с объемом полости $180 \times 21 \times 25$ м. Для обеспечения ядерной безопасности в ней должно быть сооружено несколько бассейнов. Намечено три участка строительства на берегу Балтийского моря. Окончательный выбор места предполагается провести в течение 80-х годов и завершить строительство к 1990 г. Принято решение, что при регенерации топлива на заводах других стран Западной Европы ОВУА должны возвращаться обратно в страну-поставщик. Соответственно Швеция, заключив контракт с французской фирмой КОГЕМА на регенерацию своего отработавшего топлива, создает проект захоронения ОВУА, которые будут ей возвращены Францией в остеклованном виде (в хромоникелевых стальных цилиндрических контейнерах диаметром 400 и длиной 1500 мм). В каждом цилиндре будут содержаться ОВУА от регенерации 1 т отработавшего топлива, что соответствует содержанию 9% продуктов деления в боросиликатной стекломассе. Если будет регенерировано все топливо, отработавшее в 13 шведских реакторах в течение 30 лет, то для образовавшихся ОВУА потребуется 9000 цилиндров. По возвращении в Швецию они будут выдержаны в могильнике промежу-

* Проведение этих работ отложено на неопределенное время из-за протестов местного населения.

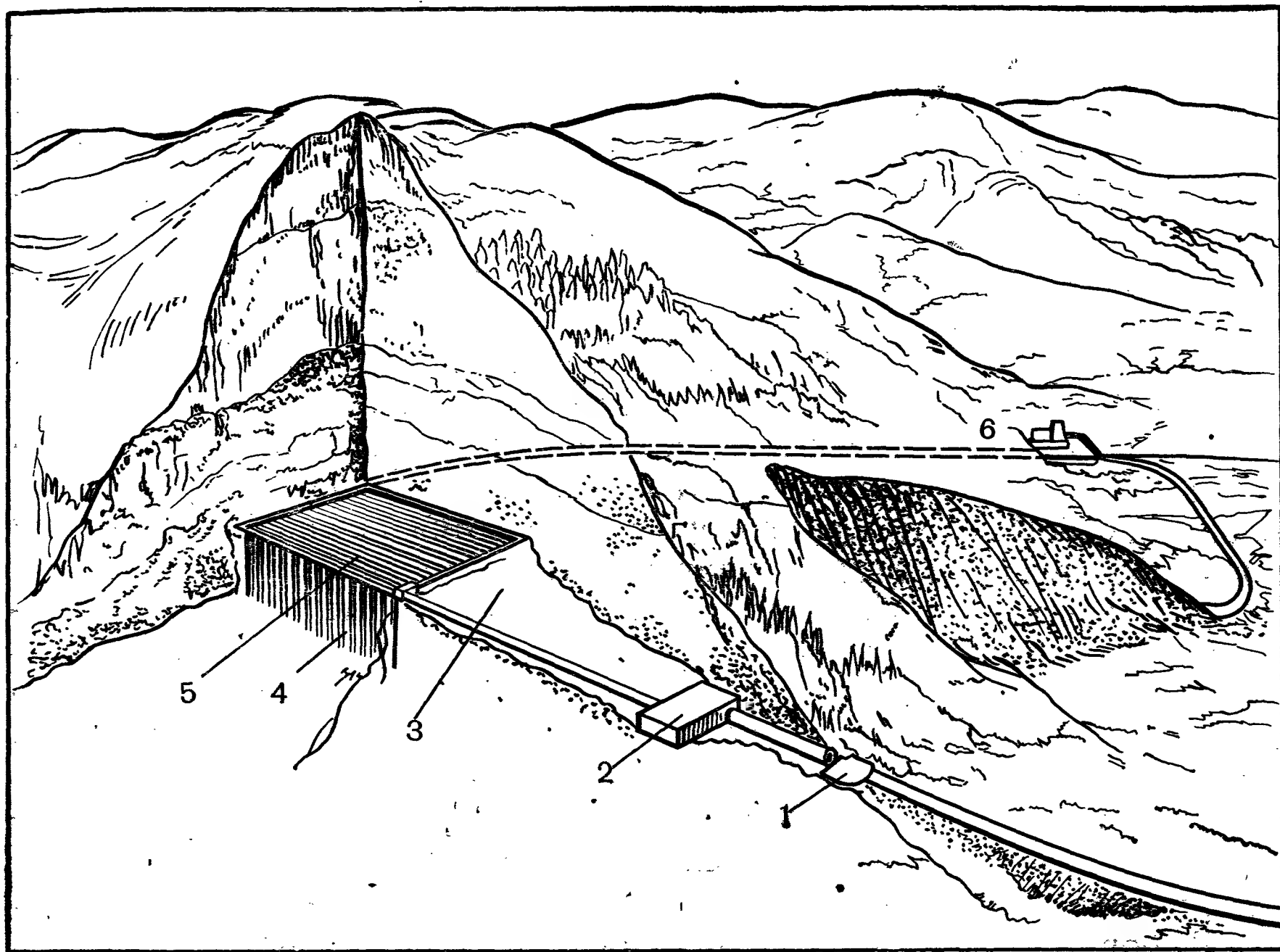


Рис. 9.3. Проект могильника для захоронения отходов высокой удельной активности в гранитных формациях (Великобритания):

1 — пункт приема канистр; 2 — участок подготовки канистр к загрузке; 3 — покрывающие породы; 4 — вертикальные шахты; 5 — горизонтальные штольни; 6 — участок вывоза грунта при расширении могильника

точного хранения не менее 30 лет до окончательного захоронения. За этот срок количество тепла, выделяемого контейнерами, уменьшится вдвое.

Окончательное захоронение ОВУА планируется осуществить только после 2020 г. в скальных породах на глубине 500 м. Для обеспечения должной коррозионной стойкости предлагается герметизировать цилиндры в свинцовых контейнерах с толщиной стенок 100 мм и наружной титановой оболочкой толщиной 6 мм. Это предотвратит радиолиз подземных вод и гарантирует безопасное захоронение на срок не менее 500 — 1000 лет. Предварительные исследования показывают, что на глубине 500 м в гранитных и гнейсовых пластах возраст воды порядка 10 000 лет, скорость ее движения 0,1—0,2 л/(м²·год), величина $pH = 7,2 \div 8,3$. С помощью буферных материалов (например, кварцевого песка и бентонита) pH можно довести до 8—9. Кроме того, при применении бентонита дополнительно снижается скорость движения воды более чем в 200 раз. Для сооружения подземного могильника на 9000 контейнеров потребуется примерно 1 км² площади на поверхности земли для подсобных помещений и развертывания строительных работ [6].

Оценка возможной опасности, связанной с выходом в подземные воды таких нуклидов, как ^{237}Np , ^{233}U , ^{226}Ra и ^{99}Tc , за 20 тыс. лет их хранения в скальном могильнике, показала, что если в районе могильника будет пробурена глубинная скважина и люди будут пользоваться этой водой для питья, то дополнительная доза, полученная ими, составит около 0,13 мЗв в год. Это существенно ниже дозового предела, установленного для населения (5 мЗв в год) [21].

Соляные породы. Одна из форм существования соляных формаций — осадочная с ненарушенными слоями, образовавшаяся в результате природного испарения морской воды из доисторических океанов. Этот тип отложений, обычно называемый слоистой солью, простирается на значительные расстояния в горизонтальных направлениях и имеет малые толщины. Соляные купола, наоборот, отличаются большими толщинами при относительно малых горизонтальных размерах.

Для захоронения ОВУА пригодны как осадочные слоистые месторождения соли, так и соляные купола. Важные характеристики соли, делающие ее особо привлекательной для захоронения ОВУА, — относительно высокая распространенность, достаточная теплопроводность, гидронепроницаемость и практическое отсутствие воды, пластичность и отсутствие трещин. В соляных пластах сравнительно легко сооружать требуемые полости, туннели и стволы; соляные пласты, как правило, подвергались незначительным изменениям за последние 100 млн. лет. Выбор пригодных мест, однако, ограничен из-за частого наличия близрасположенных месторождений нефти и газа.

Возможность захоронения радиоактивных отходов в соляных породах изучается в некоторых странах уже более 20 лет. Дальше всех в этих проработках продвинулись США и ФРГ.

В США в ходе выполнения проекта Salt Vault в Ок-Риджской национальной лаборатории проведены широкие исследования воздействия высокой температуры и ионизирующих излучений отходов на соляные породы. Управление изоляции отходов этой лаборатории ведет поиски подходящих районов для захоронения отходов в различных геологических формациях, в том числе и в соляных. Проводятся фундаментальные исследования с привлечением данных гидрогеологии, климатологии, сейсмологии и геохимии. Частные проработки направлены на исследование взаимодействия отходов и горных пород, на поиски технологии строительства подземных могильников и хранилищ, на изучение аспектов обеспечения безопасности.

В настоящее время в США ведутся подготовительные работы для сооружения опытной установки для изоляции отходов WIPP (Waste Isolation Pilot Plant). Разрабатываются две ее концепции: захоронение отработавшего ядерного топлива в соляных пластах и размещение ОВУА в соляных полостях. Эта установка должна быть сооружена в штате Нью-Мексико примерно в 40 км восточнее Карлсбада. Первоначально планируется захоронение только отходов атомной промышленности, а затем WIPP должен стать прототипным федеральным могильником с двумя уровнями для захоронения отходов ЯТЦ (рис. 9.4).

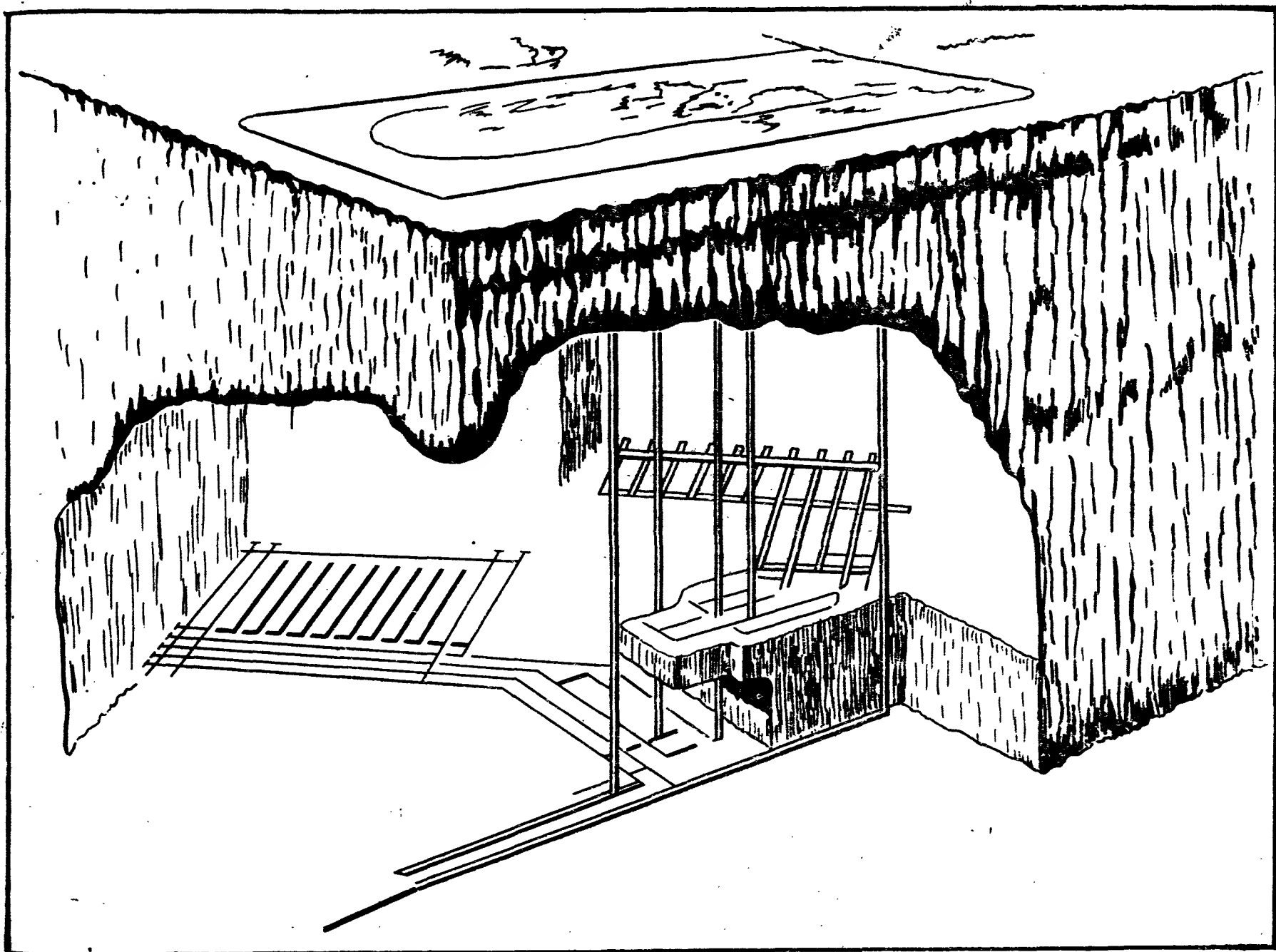


Рис. 9.4. Схема могильника для отходов высокой удельной активности в пласте соли (США)

Верхний (на глубине ~ 700 м) предназначен для захоронения трансурановых отходов, нижний (на глубине ~ 800 м) будет использоваться для захоронения ОВУА с применением дистанционного оборудования. Первоначальный объем могильника составит $26\,000\text{ м}^3$. Количество породы, которое предстоит вынуть при строительстве, достигает $1,5\text{ Мт}$.

С превращением WIPP в прототипный могильник ежегодный объем принимаемых отходов составит $34\,000\text{ м}^3$ так называемых «контактируемых» отходов и 7000 м^3 ОВУА («дистанционных»). При такой скорости скопившиеся запасы отходов будут уменьшаться на $28\,000\text{ м}^3$ в год. Заполнение могильника рассчитано на 25 лет [6]. Окончательный выбор места строительства WIPP предполагалось провести еще в 1978 г., однако этому до настоящего времени препятствует мощное антиатомное движение в США. Первые экспериментальные работы по захоронению ОВУА планируются на 1986 г. Заключен контракт на строительство WIPP, стоимость которого оценена в 330 млн. долл.

В ФРГ после анализа и оценки более 200 соляных пластов, расположенных в различных районах страны, решено захоронение ОВУА производить в районе Горлебена в Нижней Саксонии (в 5 км от границы с ГДР). Здесь планируется создать целый комплекс — ядерный при-

емоперерабатывающий центр NEZ (Nukleares Entsorgungs Zentrum), в состав которого должны входить бассейны для хранения отработавших ТВС вместимостью 3000 т, завод по регенерации отработавшего топлива пурекс-процессом производительностью 1400 т/год, завод по изготовлению двуокиси урана, завод по изготовлению уран-плутониевого окисного топлива, завод по переработке ОВУА, могильник для захоронения радиоактивных отходов, вспомогательные службы. Основное преимущество такого центра — исключение внешней транспортировки ОВУА (кроме подвоза отработавших ТВС).

При разработке проектов могильника такого центра широко используется опыт, полученный при хранении отходов низкой и средней удельной активности в бывших соляных коях Ассе. Это опытное захоронение функционирует с апреля 1967 г. С начала работы до октября 1977 г. там было захоронено 90 600 контейнеров с отходами низкой удельной активности. Вначале контейнеры (200-литровые барабаны) размещали вертикально (по четыре барабана, поставленных друг на друга), затем в горизонтальном положении, а потом стали сбрасывать навалом и засыпать слоем соли. Последний вариант был признан оптимальным. Барабаны имеют бетонную защиту (между внутренней и внешней обечайками) толщиной 20 см. При активности отходов в барабане 25 Ки это обеспечивает на поверхности контейнера мощность дозы не более 200 мР/ч.

При захоронении отходов средней удельной активности (несколько сот кюри на барабан) применяют контейнеры с усиленной защитой. За указанный выше период захоронено 1300 таких контейнеров. Благодаря тщательно разработанной организации захоронения дозы облучения персонала, обслуживающего могильник, были ниже предела чувствительности используемых дозиметров.

В конце 1977 г. могильник в коях Ассе (рис. 9.5) был расширен для захоронения 100 000 отработавших шарообразных твэлов с карбидным топливом, выгруженных из высокотемпературного газоохлаждаемого реактора AVR. Для этой цели в соляном пласте сооружено четыре вертикальных ствола, в каждый из которых будет спущено по 25 контейнеров с 1000 твэлами (по своим размерам каждый твэл примерно равен теннисному мячу). Работы по захоронению начнутся только в случае положительного судебного решения, необходимого из-за возникших протестов некоторых групп населения ФРГ.

В Ассе также ведется строительство прототипной полости для захоронения отходов средней удельной активности. В отличие от предыдущих захоронений, для которых были использованы старые проходки бывших соляных копей, этот могильник будет сооружен заново в соляном монолите. Полость объемом 10 000 м³ в форме сфероида с максимальным диаметром 24 м разместится на глубине 960 м. С поверхностью она будет соединена стволом диаметром 1,5 м. В наземном цехе, сооруженном над шахтой, многоячейстый транспортер по одному загрузит каждый барабан в защищенную транспортную тележку, которая доставит его к стволу и автоматически перегрузит в незащищенную

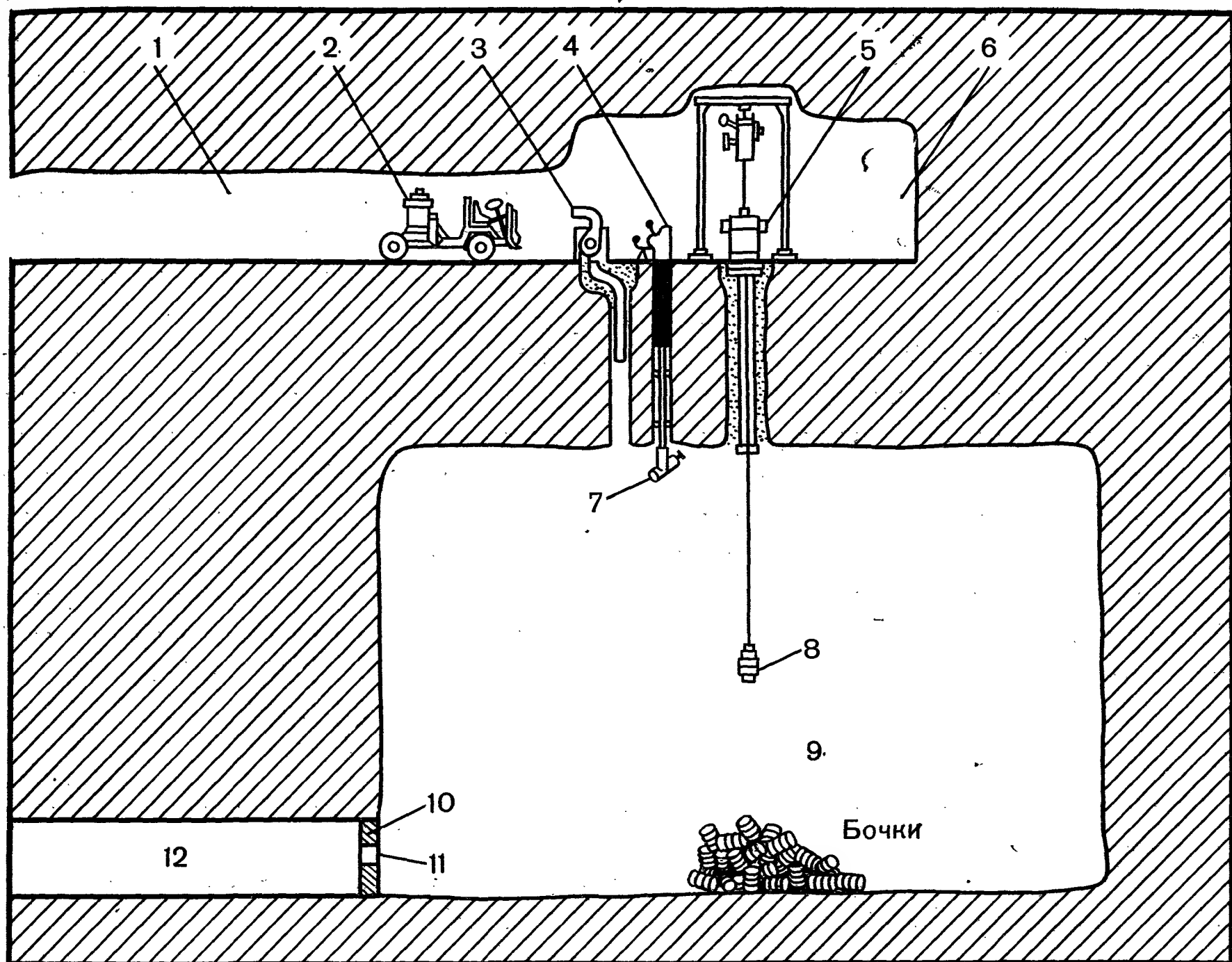


Рис. 9.5. Схема хранилища для отходов средней удельной активности в соляных коях Ассе:

1 — штольня на глубине 490 м; 2 — грузовой транспортер; 3 — система вентиляции; 4 — пульт управления; 5 — защитный контейнер; 6 — помещение загрузки; 7 — телевизионная камера; 8 — барабан с металлическими обручами; 9 — хранилище; 10 — защитная стенка; 11 — окно со свинцовым стеклом; 12 — штрек на глубине 511 м

клеть. Клеть опустится до отметки 960 м, где барабан автоматически будет сброшен вниз. Полость оборудуется двумя независимыми вентиляционными стволами. Ожидалось, что прототипную полость начнут заполнять летом 1979 г., однако этому помешали протесты общественности.

В Ассе ведется также проработка проектов захоронения ОВУА, которые должны быть отверждены одним из трех методов — остекловыванием, получением стеклокерамики или остеклованных включений в металлические матрицы.

По контракту, заключенному странами Евратома, в ФРГ ведутся работы в следующих направлениях, связанных с захоронением ОВУА;

1) изучение на моделях и проведение натурных испытаний по рассеянию тепла в геологических формациях, механике скальных пород и проблемам коррозии;

- 2) совершенствование программ для расчетов в области механики скальных пород и оценок воздействия тепла ОВУА на соляные полости;
- 3) проектирование и разработка спецификации хранилищ и могильников;
- 4) строительство могильника в бывших шахтах;
- 5) проектирование и изготовление необходимого оборудования, включая транспортные контейнеры, подземный специальный грузовик, оборудование для стволов шахты, устройства для извлечения захороненных контейнеров, контрольно-измерительную аппаратуру.

Первые пункты этого плана обусловлены тем, что при размещении блоков отвержденных ОВУА в колодцах хранилища экономически выгодно обеспечивать их максимальную плотность. Однако, вследствие значительного остаточного тепловыделения в самой зоне захоронения и за ее пределами образуется мощное тепловое поле, вызывающее меж- и внутрикристаллические изменения горных пород, которые в свою очередь могут отрицательно сказаться на устойчивости такого могильника. Методы расчета температурного поля для определения допустимой плотности размещения захораниваемых отходов описаны в [22, 23].

Ежегодный объем отходов, подлежащих переработке и захоронению в перерабатывающем центре ФРГ, должен составить:

- 20 000 барабанов вместимостью 200 и 400 л с отходами низкой удельной активности без защиты;
- 10 000 барабанов вместимостью 200 л с отходами средней удельной активности с бетонной защитой;
- 1600 контейнеров с остеклованными ОВУА;
- 4000 м³ воды, содержащей тритий;
- 40 000 баллонов вместимостью 50 л, наполненных криптоном.

В это количество включены не только отходы, образующиеся при регенерации отработавшего ядерного топлива, но и отходы АЭС и ядерных лабораторий ФРГ, а также оборудование, загрязненное радиоактивными веществами.

Согласно плану строительства ядерного центра в Горлебене в 1978 г. началось глубинное бурение, в 1981 г. получена лицензия на строительство бассейнов, которые будут закончены в 1985—1986 гг. Полностью весь комплекс может быть сдан в эксплуатацию в 1994 г.

По данным МАГАТЭ переработка и захоронение ОВУА, образующихся на РХЗ производительностью 1500 т/год при регенерации выгоревшего топлива легководных реакторов, потребуют капитальных затрат 700 млн. долл., а ежегодные эксплуатационные расходы составят 24,5 млн. долл. Для сравнения приведем данные о стоимости самого РХЗ для регенерации отработавшего топлива: капитальное строительство — около 1 млрд. долл., ежегодные эксплуатационные расходы — 40 млн. долл. Расходы на обращение с отходами могут быть существенно сокращены, если захоронение в геологические формации производить на территории РХЗ. В этом случае стоимость переработки и захоронения всех отходов составит около 50% стоимости РХЗ. Группа экспертов

Евратома считает, что расходы на транспортировку и захоронение отходов не превысят 30% стоимости регенерации отработавшего топлива, если в последнюю включена стоимость отверждения ОВУА.

Стоимость 1 кВт·ч электроэнергии, вырабатываемой АЭС, имеет следующую структуру: капитальное строительство АЭС $\sim 50\text{—}60\%$; эксплуатация АЭС (включая ремонт и перегрузки) $\sim 15\text{—}20\%$, топливный цикл (добыча и обогащение урана, изготовление твэлов, регенерация топлива и обращение с отходами) $\sim 25\text{—}30\%$. Таким образом, затраты на изготовление окисного уран-плутониевого топлива и обработку отходов составляют 5—6%, а на транспортировку и захоронение отходов — 1—2% стоимости 1 кВт·ч электроэнергии, вырабатываемой АЭС [21].

9.4. Другие методы захоронения

Различные варианты захоронения ОВУА под морским дном начали изучать в США в 1975 г. Основное внимание было сосредоточено на северных районах Тихого океана (позднее к этим проработкам подключились Великобритания, Франция, Япония и Канада). Несмотря на ряд технологических преимуществ, этот вариант чреват серьезными опасностями из-за тектонической нестабильности многих районов дна океана и из-за выноса биологического материала на поверхность, оказавшегося чрезвычайно высоким. Подходящими районами для такого захоронения считают глубоководные впадины, отдаленные от континентальных подъемов.

Захоронение ОВУА под дном океана связано с решением таких проблем, как разработка специальных контейнеров и методов их транспортировки, спуска и размещения в могильнике с учетом химических и физических свойств осадочных и лежащих под ними скальных пород на дне океана.

Привлекательным выглядит вариант установки контейнеров с ОВУА непосредственно на дно океана. Если в этих условиях контейнеры сохраняют герметичность в течение 300 лет, то возможный последующий выход долгоживущих радионуклидов не превысит естественную удельную активность ^{226}Ra в морской воде [15]. Программой работ в Великобритании предусмотрены как соответствующие расчеты, так и серии экспериментов по сорбированию долгоживущих радионуклидов осадочными породами, а также определение оптимальных глубин скважин в различных пластах дна океана. ■

Специалистами Национального управления по радиационной безопасности (NRPB) Великобритании проведена серия работ по определению скорости выщелачивания радионуклидов из остеклованных ОВУА в морской воде. На основе этих данных в прогнозных расчетах принято, что при температуре 4°C эта скорость равна 10^{-5} г/(см²·сут), хотя ряд последних исследований показывает, что скорость выщелачивания на порядок меньше. Оценена возможность выхода радионуклидов в морскую воду из остеклованных ОВУА, помещенных в контейнеры двух

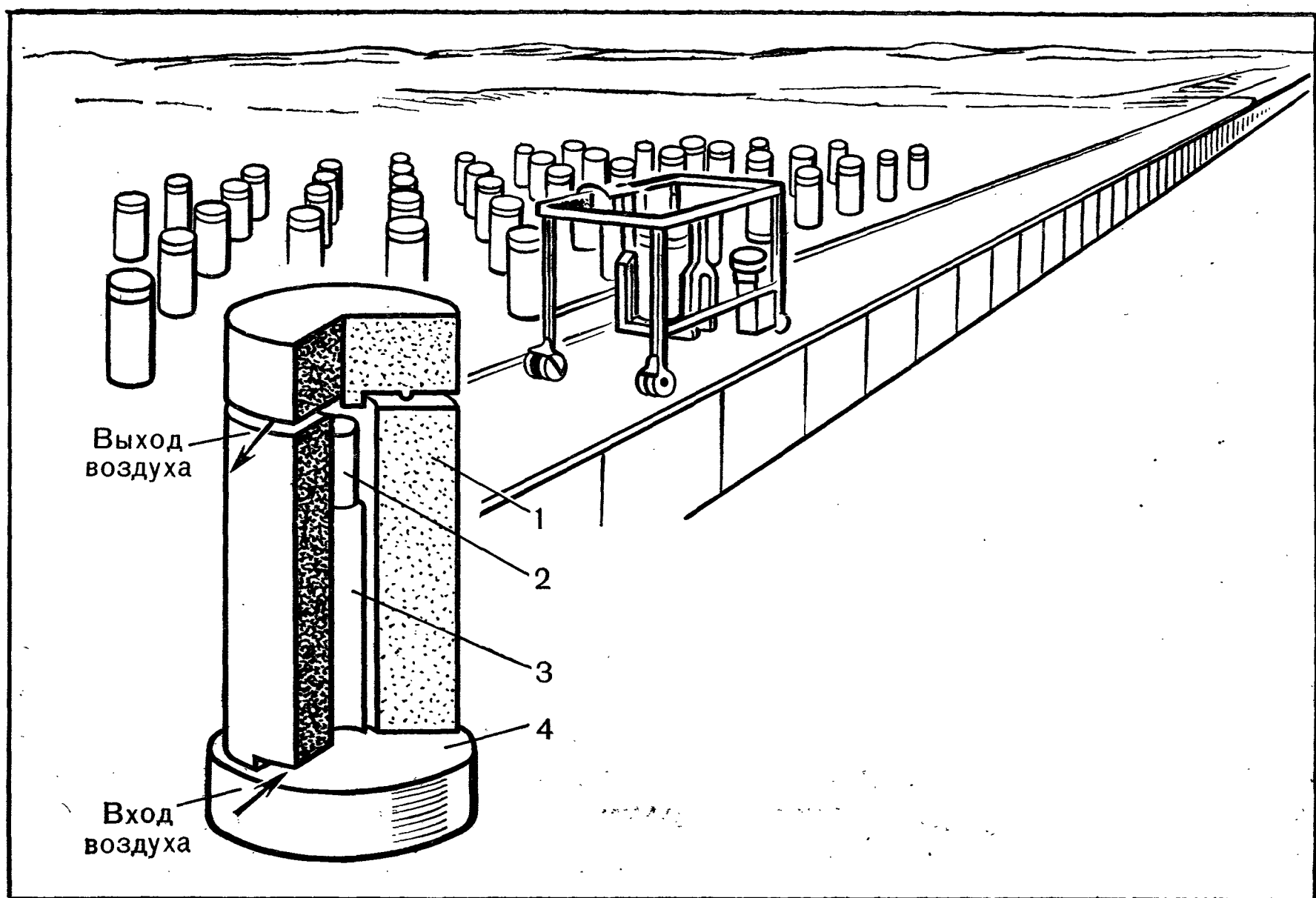


Рис. 9.6. Проект «сухого» хранилища отработавшего ядерного топлива:

1 — гамма-нейтронная защита; 2 — канистра с отработавшим топливом; 3 — герметизированная оболочка; 4 — бетонный фундамент

типов — из нержавеющей стали и изготовленных из свинца, меди или титана. Последние должны обеспечить герметичность в течение 750—1000 лет. Расчеты для ОВУА, которые накопятся в Великобритании к 2000 г. при суммарной энерговыработке АЭС 333 ГВт·год, при условии, что контейнеры с остеклованными отходами установлены непосредственно на дно океана, показали, что максимальная скорость выхода продуктов выщелачивания не превышает 40—60 мкг/год [14].

В 60-х годах была предложена и рассмотрена еще одна альтернатива — захоронение отвержденных ОВУА в вечных льдах Антарктики или Гренландии. По представлениям того времени на глубинах более 1 км в таких льдах практически нет водного обмена. Ввиду малого потребного объема (для всех отходов ядерной энергетики мира к началу XXI в. — не более $0,04 \text{ км}^3$) контейнеры с долгоживущими радионуклидами могли бы храниться здесь необходимое время. Приемлемой представлялась идея постепенного опускания контейнеров в нижние слои ледника под влиянием остаточного тепловыделения ОВУА. Однако в начале 70-х годов необходимым условием такого захоронения было признано обеспечение теплового баланса, при котором приращение температуры за счет ОВУА не превышало бы допустимого. По расчетам для этого оказалось необходимым рассредоточить контейнеры с отходами на тер-

ритории, достигающей 25% площади современных ледников [24]. Еще одним серьезным препятствием такой альтернативе послужило открытие оазисов в антарктических льдах. В настоящее время действует Международная конвенция об охране Антарктиды, запрещающая удаление радиоактивных отходов на этот континент.

В последние годы в связи с решением администрации США приостановить переработку выгоревшего топлива исследуется возможность создания наземного хранилища для облученных ТВС SURFF (Spent Unprocessed Reactor Fuel Facility). Изучаются варианты размещения таких ТВС в водных бассейнах, бетонных ячейках с воздушным охлаждением и индивидуальных защитных контейнерах (рис. 9.6). Предполагается, что, как и федеральный могильник в соляных шахтах, установка SURFF получит лицензию Комиссии по ядерному регулированию США к 1985 г. ■

Концепции ядерной трансмутации и удаления отходов в космосе рассмотрены в § 9.6.

9.5. Оценка риска обращения с радиоактивными отходами

В последние годы в ведущих ядерных державах, накопивших большой опыт переработки облученного ядерного топлива, завершен ряд научно-исследовательских работ по оценкам риска обращения с радиоактивными отходами ЯТЦ.

Так, в 1978 г. Национальное управление по радиационной безопасности Великобритании опубликовало обобщающие данные о дозах облучения населения этой страны за счет естественных и техногенных источников. По многолетним наблюдениям индивидуальная доза в Великобритании составляет 1,1 мЗв в год за счет естественного радиационного фона и 0,5 мЗв в год в результате медицинского облучения (67,6 и 30,7% суммарной дозы соответственно). Вклады профессионального облучения на предприятиях УАЭ Великобритании и операций по обращению с радиоактивными отходами составляют всего соответственно 0,45 и 0,15%. Примерно таковы же эти вклады в ожидаемую эквивалентную дозу — 0,4 и 0,2% соответственно [25].

В мае 1977 г. в США было опубликовано фундаментальное исследование альтернатив переработки долгоживущих ОВУА завода Саванна-Ривер. Особый интерес представляют оценки коллективных доз при различных вариантах переработки и захоронения отходов атомной промышленности США. По данным этой работы наибольшее значение $6,2 \times 10^2$ чел-Зв получено для закачки непереработанных ОВУА в глубинные геологические формации близ мест их временного хранения. Значение 14 чел-Зв характерно для современной технологии хранения жидких ОВУА в двухслойных металлических баках с охлаждением. При хранении отходов в тех же баках, но в отвержденном виде коллективная доза оказалась равной 2 чел-Зв [26]. Для сравнения укажем, что коллективная доза облучения населения США за счет естественного радиационного фона составляет $3 \cdot 10^5$ чел-Зв в год.

Таблица 9.6. Ожидаемые коллективные дозы облучения за счет ядерной энергетики в 1975—2000 гг. [27]

Рассматриваемый контингент	Коллективная доза, 10^4 чел-Зв		
	Без регенерации топлива	С использованием регенерированного U	С использованием регенерированного U+Pu
США:			
профессиональные работники	4,1	4,0	3,8
ограниченные группы населения	0,84	1,9	1,8
все население	4,94	5,9	5,6
Другие страны	0,21	0,91	0,88
Всего в мире	5,15	6,8	6,5
Естественное облучение:			
населения США		650	
населения всего мира		10 000	

Особого упоминания заслуживает сравнение ожидаемых коллективных доз облучения за счет ядерной энергетики США в 1975—2000 гг. при трех вариантах ее развития (табл. 9.6), бурно обсуждаемых после решения администрации США отложить на неопределенный период закрытие ЯТЦ легководных реакторов. Эти результаты были доложены сотрудниками Комиссии по ядерному регулированию США на заседании Зальцбургской конференции МАГАТЭ по ядерной энергетике и ее ЯТЦ [27]. Из данных табл. 9.6 следует парадоксальное заключение — с точки зрения возможных вредных эффектов облучения* все три сценария развития ядерной энергетики США не имеют какого-либо преимущества: дополнительное число случаев смерти от рака оценено равным соответственно 660, 800 и 770 случаев в год, генетических повреждений — 1300, 1600 и 1500 случаев в год. Эти возможные вредные последствия дополнительного облучения (и тем более их различия) не обнаружимы на фоне вариаций спонтанной смертности от рака для населения США, равной 90 000 случаев/год.

В заключение данного параграфа укажем, что по данным экспертов МАГАТЭ, выполнивших международную оценку ядерного топливного цикла (МОЯТЦ), полные коллективные дозы за счет радиоактивных отходов семи различных ЯТЦ во всех проанализированных случаях не превысят $8 \cdot 10^2$ чел-Зв. Как уже было отмечено, такое облучение составляет всего лишь доли процента дозы за счет естественного радиационного фона. Таким образом, операции по захоронению в соляном хранилище ОВУА от ЯТЦ с легководными реакторами отличаются очень низкой степенью риска: они могут вызвать не более 0,01 смертельного слу-

* В предположении справедливости гипотезы о беспороговой линейной зависимости доза—эффект для человека.

чая и 0,5 случая с потерей работоспособности на 1 ГВт (эл.)·год [28]. Эти данные служат убедительным доказательством практической безвредности применяемых и разрабатываемых схем обработки, хранения и удаления радиоактивных отходов для всех ЯТЦ, которые человечество будет применять в обозримом будущем.

9.6. Экологические проблемы обращения с плутонием и другими трансурановыми элементами

Наличие ТУЭ в радиоактивных отходах резко осложняет проблему их радиационно-безопасного захоронения. Как было отмечено выше, по истечении 500—600 лет после выгрузки из реактора содержание продуктов деления даже в составе ОВУА снижается до уровня, сравнимого с естественной радиоактивностью ряда минералов в земной коре. Радиационная опасность таких отходов обусловлена в основном реакторным Pu^* и другими ТУЭ. Большие периоды полураспада и очень высокая радиотоксичность последних требуют надежной изоляции ОВУА на сроки порядка 10^4 лет и более (рис. 9.7). В соответствии с градацией периодов полураспада основную радиационную опасность отходов определяют последовательно изотопы Cm , Am и, наконец, Pu . При современной технологии переработки облученного топлива Cm и Am целиком остаются в отходах, примесь Pu обусловлена неполным экстрагированием и составляет около 0,5 % накопленного его количества. Трудность выделения Am и Cm из жидких ОВУА обусловлена сложностью состава этих отходов, содержащих, в частности, значительное количество продуктов коррозии и других твердых частиц, а также практически полным отсутствием реагентов, способных обеспечить разделение трехвалентных катионов ТУЭ и лантаноидов совместно с Y .

При эксплуатации современной АЭС, оснащенной легководным реактором на тепловых нейтронах со слабообогащенным U , наработка 1 ГВт·год электрической энергии сопровождается накоплением не менее 300 кг ТУЭ, в основном изотопов Pu . При переходе к замкнутому ЯТЦ с использованием регенерированного U и Pu и уран-плутониевой загрузкой реактора на тепловых нейтронах содержание ТУЭ в облученном топливе возрастает более чем в 4 раза. При эксплуатации реактора на быстрых нейтронах той же мощности ежегодные потоки Pu увеличиваются в ~ 8 раз. Кроме того, для легководного реактора с уран-плутониевым циклом характерна гораздо большая наработка ТУЭ, чем для быстрого и легководного реактора на тепловых нейтронах с урановым топливом (табл. 9.7).

Являясь долгоживущим α -излучателем, Pu подобно другим ТУЭ практически безопасен как источник внешнего облучения: пробег α -частиц ^{239}Pu в ткани не превышает 40 мкм, и они полностью поглоща-

* При глубоком выгорании топлива реакторный Pu имеет следующий примерный состав: 60% ^{239}Pu + 25% ^{240}Pu + 10% ^{241}Pu + 3% ^{242}Pu + 2% ^{238}Pu [29].

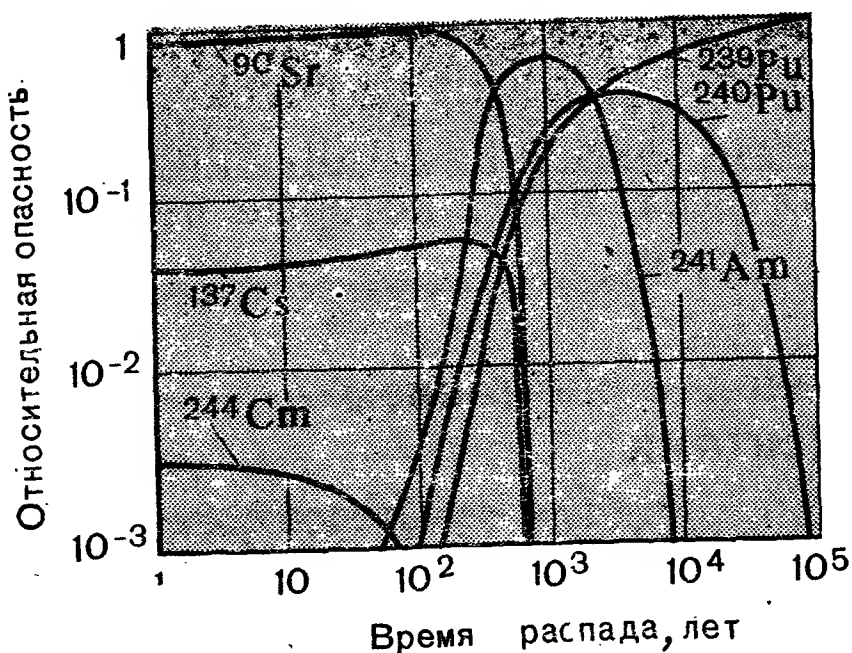


Рис. 9.7. Относительная опасность различных радионуклидов (по заглатыванию) в составе отходов высокой удельной активности

ются поверхностным слоем отмерших клеток эпителия. В случае вдыхания растворимых соединений Рц отлагается в костных тканях, в меньших количествах в печени и других органах и тканях человека. Длительное α -облучение клеток, контактирующих с участками лока-

лизации Рц, способно вызвать их злокачественное перерождение (при дозах облучения около 10 Зв) и возникновение опухолей. В случае вдыхания нерастворимых соединений Рц возможно возникновение рака легких со скрытым периодом его развития 15—45 лет [31]. Для сведения к минимуму таких отдаленных последствий в рекомендациях МРКЗ и в отечественных нормах радиационной безопасности установлены весьма малые значения предельно допустимого содержания (ПДС) ^{239}Pu в костях и легких человека: 20 и 16 нКи соответственно для персонала и в 10 раз меньшие значения для отдельных лиц из населения [32]. Столь жесткие требования послужили основанием для многочисленных заявлений противников развития ядерной энергетики об исключительной опасности Рц и невозможности успешного решения проблемы экологической изоляции ОВУА с ТУЭ. Объективное рассмотрение количественной информации и накопленного опыта обращения с Рц свидетельствует, однако, о неправомерности таких категорически негативных заключений.

В табл. 9.8 сопоставлена радиационная опасность Рц и других биологически значимых радионуклидов. Видно, что в единицах активности ПДС ^{239}Pu в 5 раз меньше, чем ^{226}Ra . Практически более важное значение имеют ПДС в единицах массы, приведенные в последнем столбце таблицы. По этому параметру ^{239}Pu находится между ^{226}Ra и ^{137}Cs . Для реакторного Рц, содержащего изотопы большой удельной активности, массовая ПДС примерно в 5 раз меньше, чем для ^{239}Pu , но все же почти в 5 раз больше, чем для ^{90}Sr . Среди других ТУЭ важное значение имеют долгоживущие радионуклиды с временами жизни более 600 лет, в частности ^{243}Am с $T_{1/2} = 7380$ лет, который по массовой ПДС близок к реакторному Рц.

В предположении, что вся энергия в США производится на АЭС с реакторами-размножителями на быстрых нейтронах и что для вероятности аварийных ситуаций справедливы данные известного доклада Расмуссена [33], получен вывод, что выброс Рц в окружающую среду может достичь 40 г в год. В терминах риска это соответствует 10^{-9} год $^{-1}$, что значительно меньше полного риска смерти от всех других вероятных причин (10^{-4} год $^{-1}$) [34]. К этому следует добавить, что во время

Т а б л и ц а 9.7. Ежегодное производство ТУЭ в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах мощностью 1 ГВт (эл.) при глубине выгорания 33 ГВт·сут/т [30]

Нуклид	$T_{1/2}$, лет	Реактор на тепловых нейтронах				Реактор на быстрых нейтронах	
		Топливо U		Топливо U+Pu			
		кг	кКи	кг	кКи	кг	кКи
^{238}Pu	88	5,9	101	42,7	650	1,4	22,5
^{239}Pu	$2,4 \cdot 10^3$	143,7	8,82	369	20,3	1475	85,1
^{240}Pu	$6,5 \cdot 10^3$	59	13	276	54,4	517	107
^{241}Pu	15	27,8	2810	185	$1,7 \cdot 10^4$	49,4	4670
^{242}Pu	$3,8 \cdot 10^5$	9,6	0,04	120	0,42	15,6	0,06
Суммарное количество		246	123 (α) 2810 (β)	992	725 (α) $1,7 \cdot 10^4$ (β)	2058	215 (α) 4670 (β)
^{241}Am	433	1,32	4,53	15,7	53,9	4,05	13,9
^{242m}Am	152	0,01	0,012	0,2	2,1	0,07	0,69
^{243}Am	7980	2,48	0,48	61,8	11,9	1,92	0,37
Суммарное количество		3,81	5,0 (α)	77,7	65,8 (α)	6,04	14,3 (α)
^{242}Cm	0,45	0,13	440	1,92	6360	0,11	376
^{243}Cm	29	0,002	0,09	0,02	1,03	0,006	0,29
^{244}Cm	18	0,91	73,8	46,2	3740	0,127	10,3
^{245}Cm	8500	0,06	0,009	5,22	0,9	0,004	$6 \cdot 10^{-4}$
Суммарное количество		1,1	514 (α)	53,2	$1 \cdot 10^4$ (α)	0,24	387 (α)

испытаний образцов ядерного оружия, проведенных до 1975 г., в земной атмосфере было рассеяно около 5900 кг Pu [35], однако отрицательного воздействия этих выпадений на человека не выявлено.

Наиболее убедительное доказательство возможности обеспечения радиационной безопасности при использовании Pu — результаты контроля персонала радиационно-химических лабораторий цехов и заводов как косвенным методом радиометрии выделений, так и прямым методом спектрометрии излучений человека. Так, дважды в год работников УАЭ Великобритании обследуют методом радиометрии с чувствительностью 0,02—0,05 пКи для суточной пробы выделений, чему соответствует 1/50 предела годового поступления. Для спектрометрии излучений человека минимально детектируемая активность в легких составля-

Таблица 9.8. Удельная активность (A) и предельно допустимое содержание (ПДС) радионуклидов в органах тела человека (по рекомендациям МКРЗ [32] для персонала)

Нуклид	A , Ки/г	Орган тела человека	ПДС	
			мкКи	мкг
^3H	10^4	Все тело	1000	0,1
^{137}Cs	87	То же	30	0,35
^{90}Sr	142	Кости	2	0,014
^{131}I	$1,2 \cdot 10^5$	Щитовидная железа	0,7	$5,7 \cdot 10^{-6}$
^{226}Ra	1	Кости	0,1	0,1
^{239}Pu	0,06	»	0,02	0,33
Реакторный Pu	0,03	Легкие	0,016	0,26
		Кости	0,02	0,06
		Легкие	0,016	0,05
^{243}Am	0,18	»	0,016	0,09
^{244}Cm	87	»	0,016	$1,8 \cdot 10^{-4}$

ет около 4 пКи реакторного Pu. До настоящего времени среди нескольких тысяч контролируемых работников плутониевой промышленности Великобритании выявлено всего 20 случаев незначительных превышений ПДС (в основном среди лиц, приступивших к работе до 1965 г.). Многолетние медицинские наблюдения свидетельствуют об отсутствии вредных последствий такой инкорпорированной активности, обнаруживаемых на ограниченных контингентах [36]. Из представленных данных следует, что, несмотря на высокую токсичность Pu, можно обеспечить радиационную безопасность даже при переработке его больших количеств. Опыт таких работ свидетельствует также, что современная технология позволяет достаточно надежно изолировать Pu от окружающей среды на всех этапах ЯТЦ.

Если бы радиоактивные отходы не содержали ТУЭ, то задача их удаления решалась бы достаточно просто. В этом случае можно разбавить продукты деления, содержащие небольшую часть плутониевых отходов, в 10^4 раз, что вполне технически достижимо, и удалить их в стабильные геологические формации. При таком разбавлении достигается концентрация порядка 10^{-8} Ки/г, что примерно соответствует содержанию Ra в некоторых земных породах. Однако присутствие Am и Cm требует увеличить разбавление примерно в 100 раз, что практически недостижимо. Поэтому как возможная альтернатива обращения с ОВУА предлагается предварительно выделять из них Am и Cm прежде всего с целью утилизации. Многие ТУЭ могут быть использованы для научных целей, в медицине и промышленности, в частности для создания радиоизотопных термоэлектрических генераторов и источников высокотемпературного тепла и ионизирующих излучений. Наибольший интерес в этом отношении представляют ^{241}Am , ^{242}Cm

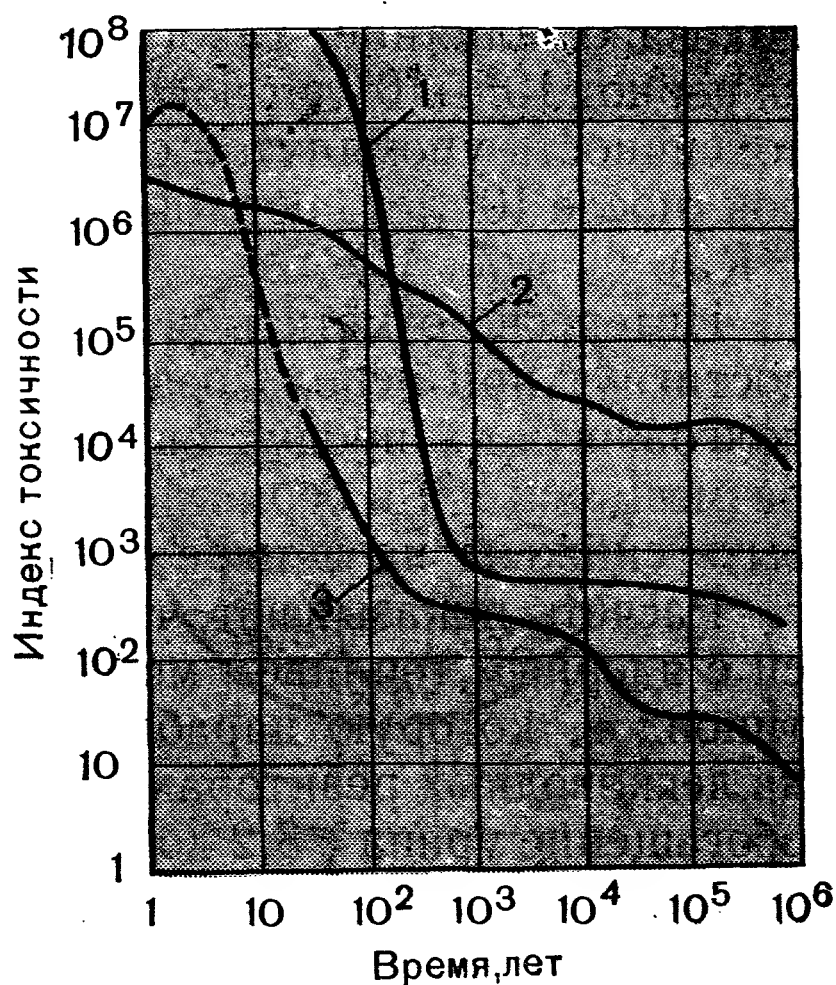
Рис. 9.8. Влияние нейтронного облучения на относительную опасность смеси трансурановых элементов:

1 — продукты деления; 2 — ТУЭ без облучения; 3 — ТУЭ с облучением

^{244}Cm и ^{252}Cm [37,38]. Однако перспективы практически полного выделения ТУЭ из ОВУА пока еще недостаточно ясны.

Среди других альтернатив основное внимание специалистов привлекает ядерная трансмутация, или «пережог», α -активных нуклидов обычных или специализированных реакторах. Этот метод снижения потенциальной опасности ТУЭ для биосферы состоит в ядерном превращении их в относительно короткоживущие продукты деления. В большинстве исследований, выполненных к середине 70-х годов, рассмотрено внутриреакторное облучение ТУЭ. Показано, что основными факторами, влияющими на эффективность процесса трансмутации, являются отношение сечений деления и захвата нейтронов ядрами конкретной смеси ТУЭ, продолжительность облучения, плотность потока и энергетический спектр нейтронов. В связи с последними факторами предпочтительнее разрушение актиноидов в реакторах на быстрых нейтронах типа LMFBFR: поглощение теплового нейтрона, как правило (кроме ^{249}Pu и ^{241}Pu), влечет за собой появление нового ядра ТУЭ; в реакторе на быстрых нейтронах это происходит лишь в 25% случаев. Кроме того, в них будут получены потоки нейтронов плотностью до 10^{16} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, что на два порядка больше, чем в типичных современных реакторах на тепловых нейтронах.

Для «пережигания» ТУЭ особо перспективны термоядерные реакторы. Это обусловлено тем, что в них на образование одного нейтрона в реакции $\text{D} - \text{T}$ затрачивается 18 МэВ, тогда как при каждом акте деления на 200 МэВ образуется всего 2,3 нейтрона. Таким образом, по энергетическим затратам нейтроны в реакторе синтеза в 5 раз «доступнее», чем в реакторе деления. В [39] показано, что целесообразно создать гибридный реактор, специально предназначенный для переработки Аm, выделенного из отходов РХЗ производительностью 1500 т/год (напомним, что после распада долгоживущих продуктов ^{241}Am в течение нескольких тысячелетий является главным источником радиационной опасности α -активных отходов). Предполагается, что Аm в смеси с Li будет загружен в бланкет в форме стержней, окруженных графитовым замедлителем. При тепловой нагрузке на первую стенку 10 МВт/м^2 активность смеси Аm и Li уменьшится на 90% за 500 сут. На рис. 9.8



показано влияние такого облучения на индекс токсичности* Ам: за период 10^2 — 10^4 лет после выгрузки из бланкета гибридного реактора токсичность упомянутой смеси ТУЭ будет снижена более чем на порядок (после 10^4 лет рост токсичности обусловлен накоплением дочернего ^{226}Ra).

Интересно отметить, что особо значительный выигрыш может быть достигнут при использовании термоядерного реактора для облучения долгоживущих продуктов деления. Так, в [40] установлено, что при размещении ^{129}I в бериллиевом бланкете его активность за 6 мес может быть снижена на четыре порядка.

Расчеты показывают, что рециркуляция ТУЭ в виде гомогенной смеси с ядерным топливом может обеспечить пережигание всей массы актиноидов, которую нарабатывает ядерная энергетика, базирующаяся на легководных реакторах PWR. Для этого необходимо лишь повысить обогащение урана с 3,2 до 3,4 % [41].

Помимо трудностей радиохимического извлечения ТУЭ из ОВУА осуществление такой рециркуляции будет значительно осложнено высоким выходом нейтронов как спонтанного деления ТУЭ, так и продуктов реакций (α, n). При пережоге в реакторе на быстрых нейтронах этот фактор радиационной опасности достигнет значения $7 \cdot 10^{10}$ нейтр./($\text{с} \cdot \text{т}$), в реакторе на тепловых нейтронах — от 10^{13} до 10^{14} нейтр./($\text{с} \cdot \text{т}$ «тяжелого металла») и 10^9 нейтр./($\text{с} \cdot \text{т}$ отработавшего топлива) в PWR с уран-плутониевым циклом [42]. Для защиты персонала придется довести массу транспортных контейнеров с четырьмя ТВС до 90 т, а на заводе — изготовителе твэлов из такого регенерата необходимо будет увеличивать толщину лимонитового бетона на 40—120 см.

Один из перспективных способов удаления долгоживущих радиоактивных отходов, в частности ТУЭ (с остаточной примесью продуктов деления), — их вывод за пределы земной атмосферы. В первой половине 70-х годов НАСА США провела всесторонние оценки этого способа. Краткая сводка соответствующей аэрокосмической информации дана в статье [43], оценка риска — в обзоре [44].

В связи с высокой стоимостью таких операций признано целесообразным рассматривать только удаление ТУЭ. Для сохранности контейнера даже при его аварийном падении на Землю предполагается, что отходы предварительно будут спекать в высокотермостойкую композицию. Оптимальным признан такой ее состав: 384 кг ТУЭ, 134 кг продуктов деления, 1655 кг вещества матрицы (алюминий с примесями гидроксида лития и бора для замедления и поглощения нейтронов). Для соблюдения норм радиационной безопасности при транспортировке, загрузке и запуске контейнер с такой композицией будет дополнительно окружен защитой от γ -излучения (вольфрам) и нейтронов (гидрид ли-

* Индекс токсичности определен как количество воды, необходимое для разбавления активности радионуклида до допустимых концентраций в питьевой воде.

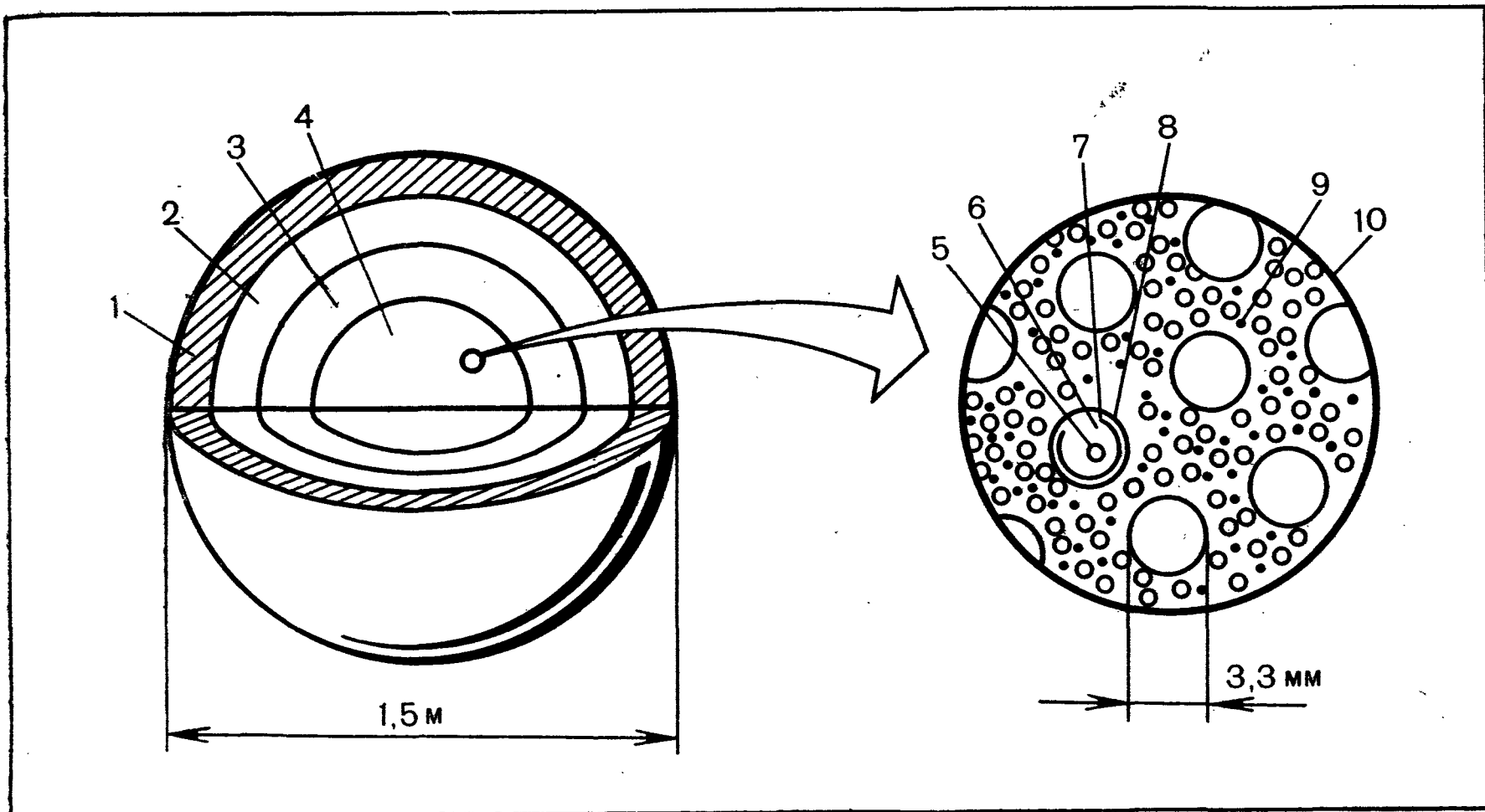


Рис. 9.9. Контейнер с трансурановыми отходами для удаления в космос:

1 — нержавеющая сталь; 2 — гидрид лития; 3 — вольфрамовая защита; 4 — матрица с ТУЭ; 5 — частицы окислов ТУЭ; 6 — полость для накопления гелия; 7 — вольфрамовая капсула для высокотемпературной стабильности; 8 — покрытие из окиси алюминия; 9 — матрица из смеси алюминия и гидрида лития; 10 — частицы бора

ия). Сохранность при аварийном возврате в атмосферу должны обеспечить массивная стальная оболочка диаметром 1,5 м и еще большая термостойкая защита от абляции (рис. 9.9), что доводит массу контейнера до 3270 кг [45].

Относительно высокая надежность современной космической техники* и детальная проработка различных защитных мер привели к обоснованному выводу, что при возможных аварийных ситуациях риск, выраженный величиной коллективной дозы, достаточно мал. Как видно из данных табл. 9.9, коллективная доза, которая может быть получена населением, варьирует от 21 до 100 чел-Зв.

С учетом необходимой частоты запусков и относительной вероятности аварий перечисленных типов найдено, что ежегодная коллективная доза за счет удаления ТУЭ в космос составит около 30 чел-Зв [44]. Для сравнения укажем, что для населения США за счет работы ядерной промышленности к 2000 г. коллективная доза достигнет $6 \cdot 10^2$ чел-Зв в год (чему соответствует всего 10 дополнительных случаев смерти от рака). Коллективная доза за счет естественного радиационного фона в США составляет около $3,0 \cdot 10^8$ чел-Зв в год [48].

Помимо уже отмечавшейся трудности выделения ТУЭ другое серьезное препятствие развитию этого способа состоит в исключительно вы-

* В 70-х годах вероятность успешного запуска достигла 0,95 [46], тогда как в начале 60-х годов она была порядка 0,5 [47].

Т а б л и ц а 9.9. Результаты оценок радиационных последствий аварий при удалении отходов в космос [44]

Вид аварии	Вероятность на один запуск	Коллективная доза, чел-Зв
Падение с высокой скоростью при запуске	$2,5 \cdot 10^{-9}$	$1,0 \cdot 10^2$
Сгорание в атмосфере (отходы реактора на быстрых нейтронах)	$9,4 \cdot 10^{-7}$	14
Разрушение при взрыве	$7,5 \cdot 10^{-7}$	1,0
Сгорание в атмосфере	$9,4 \cdot 10^{-6}$	0,94
Столкновение с горной вершиной	$2,5 \cdot 10^{-5}$	0,42
Падение на почву	$1,3 \cdot 10^{-4}$	0,21

сокой стоимости выведения груза за пределы земной атмосферы — более 1 тыс. долл/кг. Даже при разработке космического летательного аппарата многократного использования (КЛАМИ) (рис. 9.10) она понизится не более чем в 2 раза [44]. Интересно отметить, что по оценкам, сделанным в [43], стоимость такого способа удаления отходов с ТУЭ не превысит 5% стоимости 1 кВт·ч электроэнергии, вырабатываемой АЭС. По тем же данным практическое осуществление этого метода начнется не ранее 90-х годов.

В последнее время все большую поддержку находит концепция захоронения ОВУА с ТУЭ в стабильных геологических формациях. Согласно данным новейших работ, выполненных рядом специалистов [49,50], солевые формации обладают высокой геологической стабильностью, обеспечивая изоляцию отходов с ТУЭ в течение 10^5 лет и более. Возможные факторы разрушительного действия (тектонические движения, грунтовые воды и т. д.) не должны привести к проникновению больших количеств радионуклидов на поверхность с предполагаемых глубин захоронения (~ 600 м).

Убедительным доказательством весьма низкой подвижности Рц в земных породах послужило исследование остатков естественного ядерного реактора, работавшего примерно 1700 млн. лет назад в урановом месторождении близ местечка Окло (Габон, Южная Африка). Тщательный и всесторонний анализ этого натурального эксперимента, поставленного природой, показал, что как продукты деления, так и ТУЭ, в частности Рц, оказались практически зафиксированными в тех местах, где они были образованы. Не произошло никакого распространения продуктов распада от деятельности реактора, работавшего в течение примерно 100 тыс. лет [51, 52]. При этом следует принять во внимание, что такие продукты от работы естественного ядерного реактора поступали в толщу Земли без какого-либо изменения их физико-химических свойств, тогда как радиоактивные отходы ядерной энергетики специально превращают в химически инертную форму, герметизируют несколькими защитными слоями и лишь после этого удаляют в экологически изолированные хранилища.

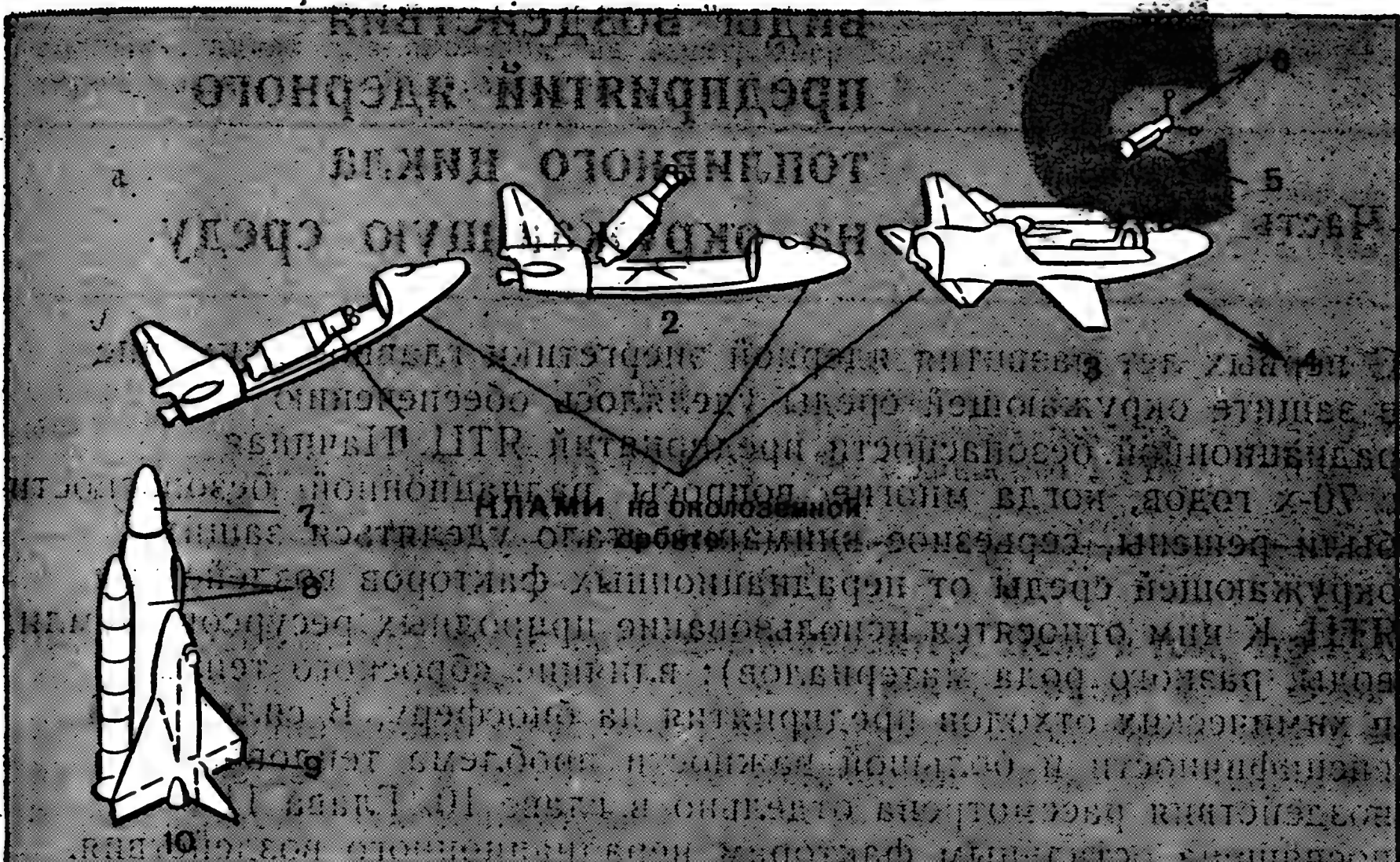


Рис. 9.10. Схема запуска космического летательного аппарата многократного использования (КЛАМИ) для удаления отходов с ТУЭ в космос:

1 — контейнер с отходами; 2 — стартовая позиция; 3 — отделение; 4 — возврат на Землю; 5 — контейнер с отходами; 6 — удаление в космос; 7 — сбрасываемый контейнер с топливом; 8 — стартовые двигатели; 9 — КЛАМИ с загрузкой отходами; 10 — наземный старт

Весьма важно также, что Рц относительно слабо мигрирует из почвы в растительность. Показано, что в верхних слоях почвы Рц ведет себя аналогично Рb и Ро и в незначительной степени извлекается растениями. По опубликованным данным коэффициент перехода Рц из почвы в растения составляет от $1 \cdot 10^{-6}$ до $3 \cdot 10^{-2}$ [53].

Приведенные в данном параграфе материалы свидетельствуют о том, что может быть обеспечена надежная изоляция радиоактивных отходов с ТУЭ в течение сотен тысяч лет. Согласно оценкам (с учетом современных воззрений на токсичность и характер воздействия ТУЭ) после 1000 лет хранения отходов высокой удельной активности потенциальный риск их проникновения в биосферу оказывается значительно ниже приемлемого уровня.

Нерадиационные виды воздействия предприятий ядерного топливного цикла на окружающую среду

С первых лет развития ядерной энергетики главное внимание в защите окружающей среды уделялось обеспечению радиационной безопасности предприятий ЯТЦ. Начиная с 70-х годов, когда многие вопросы радиационной безопасности были решены, серьезное внимание стало уделяться защите окружающей среды от нерадиационных факторов воздействия ЯТЦ. К ним относятся использование природных ресурсов (земли, воды, разного рода материалов); влияние сбросного тепла и химических отходов предприятия на биосферу. В силу своей специфичности и большой важности проблема теплового воздействия рассмотрена отдельно в главе 10. Глава 11 посвящена остальным факторам нерадиационного воздействия. Там же проведено сравнение ЯТЦ и угольного топливного цикла по степени воздействия нерадиационных факторов на окружающую среду.

Глава 10

Воздействие тепловых сбросов АЭС

10.1. Количественные характеристики тепловых сбросов предприятий ЯТЦ. Сравнение тепловых сбросов АЭС и ТЭС

Тепловые сбросы в окружающую среду присущи всем стадиям ЯТЦ. Данные о тепловой мощности источников энергии, используемых на этих стадиях, представлены в табл. 10.1. Из этих данных видно, что тепловое воздействие на окружающую среду имеет место главным образом при работе АЭС; по сравнению с ним тепловые сбросы от других предприятий пренебрежимо малы. КПД современных АЭС на легководных реакторах составляет около 33%, т. е. мощность тепловых сбросов АЭС достигает 2 ГВт на каждый 1 ГВт электрической мощности.

Тепловое воздействие на окружающую среду оказывают также и традиционные тепловые электростанции (ТЭС), работающие на органическом топливе (угле, нефти, природном газе). Однако существуют два фактора, которые обуславливают различие тепловых сбросов ТЭС

Т а б л и ц а 10.1. Тепловая мощность источников энергии, необходимых на различных стадиях для производства электроэнергии на АЭС с легководным реактором мощностью 1 ГВт (эл.) [1]

Стадия ЯТЦ	Мощность источника, ГВт (тепл.)	Стадия ЯТЦ	Мощность источника, ГВт (тепл.)
Добыча урановой руды	$3,2 \cdot 10^{-3}$	Обогащение до 4%-ного содержания ^{235}U	$9,7 \cdot 10^{-2}$
Переработка руды и получение U_3O_8	$1,2 \cdot 10^{-2}$	Изготовление топлива	$4,5 \cdot 10^{-4}$
Преобразование U_3O_8 в газообразный UF_6	$1,4 \cdot 10^{-3}$	АЭС мощностью 1 ГВт (эл.)	3,0

и АЭС. Один из них носит временный характер. Дело в том, что КПД современных ТЭС выше, чем АЭС, и составляет около 40%. В силу этого при одинаковой электрической мощности АЭС сбрасывает в окружающую среду в n раз большие количества тепла, чем ТЭС. Здесь n определяется соотношением

$$n = \frac{K_{\text{ТЭС}}}{K_{\text{АЭС}}} \frac{1 - 0,01K_{\text{АЭС}}}{1 - 0,01K_{\text{ТЭС}}},$$

где $K_{\text{ТЭС}}$ и $K_{\text{АЭС}}$ — коэффициенты полезного действия (КПД) ТЭС и АЭС соответственно. Из этого соотношения находим, что $n = 1,3$ при $K_{\text{ТЭС}} = 40\%$ и $K_{\text{АЭС}} = 33\%$, т. е. мощность тепловых сбросов ТЭС составляет 1,5 ГВт на 1 ГВт электрической мощности и в 1,3 раза меньше мощности тепловых сбросов АЭС. Однако при переходе к эксплуатации АЭС с реакторами-размножителями и высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами, также имеющими КПД около 40%, ликвидируется это преимущество традиционной энергетики на органическом топливе.

Другой фактор, определяющий различие тепловых сбросов АЭС и ТЭС, носит постоянный характер. Он связан с принципиальным различием процессов получения энергии на АЭС и ТЭС. Тепловой сброс на АЭС в окружающую среду происходит только через ее конденсационную систему, охлаждаемую водой. В отличие от АЭС при тепловом сбросе ТЭС часть сбросного тепла (15% полной тепловой мощности станции) поступает через дымовую трубу станции непосредственно в атмосферу вместе с газообразными продуктами сгорания органического топлива [2]. Легко показать, что при одинаковой электрической мощности ТЭС и АЭС количество тепла, сбрасываемого в окружающую среду через конденсационные системы станций, для АЭС в N раз больше, чем для ТЭС, где

$$N = \frac{K_{\text{ТЭС}}}{K_{\text{АЭС}}} \frac{1 - 0,01K_{\text{АЭС}}}{0,85 - 0,01K_{\text{ТЭС}}}.$$

Таблица 10.2. Мощность тепловых потоков, используемых для производства электроэнергии и сбрасываемых в окружающую среду, на АЭС и ТЭС (в скобках указаны доли этих потоков в процентах общей тепловой мощности станции)

Тип станции	Тепловая мощность, станций, ГВт	КПД станции, %	Электрическая мощность, ГВт	Мощность тепловых сбросов в конденсатор, ГВт	Мощность тепловых сбросов через трубу в атмосферу, ГВт
ТЭС на органическом топливе (уголь, нефть, природный газ):					
лучший образец	2,500	40	1,000	1,25 (45)	0,375 (15)
в среднем	3,030	33	1,000	1,576 (52)	0,454 (15)
АЭС:					
с легководным реактором	3,030	33	1,000	2,030 (67)	0
с реактором-размножителем	2,500	38—42	1,000	1,500 (60)	0
с высокотемпературным охлаждаемым реактором	2,564	39	1,000	1,564 (61)	0

Отсюда при $K_{ТЭС} = 40\%$ (современная ТЭС) находим, что $N = 1,8$, если $K_{АЭС} = 33\%$ (АЭС с легководным реактором), и $N = 1,3$, если $K_{АЭС} = 40\%$ (АЭС с реактором-размножителем или высокотемпературным газоохлаждаемым реактором).

Все сказанное о различии тепловых сбросов ТЭС и АЭС просуммировано в табл. 10.2 для электростанций различных типов, но одинаковой мощности — 1 ГВт (эл.).

Характер воздействия тепловых сбросов АЭС на окружающую среду существенно зависит от выбранной системы охлаждения отработанного пара АЭС. Существует несколько различных систем охлаждения: а) прямоточного охлаждения, в которой конденсация пара происходит за счет охлаждения конденсатора водой из реки (озера, моря) или специально сооруженных бассейнов; б) охлаждения при обратном водообеспечении станции с использованием испарительных градиен; в) воздушного охлаждения теплоносителя, циркулирующего по замкнутому контуру, с помощью которого осуществляется конденсация пара, и, наконец, г) комбинированного охлаждения.

Ниже дается краткое описание этих систем охлаждения с учетом их влияния на окружающую среду.

10.2. Система прямоточного охлаждения

Наиболее экономична система прямоточного охлаждения. Электростанции с такой системой охлаждения располагают вблизи рек, озер, искусственно созданных водохранилищ, морей. Вода из этих источников по-

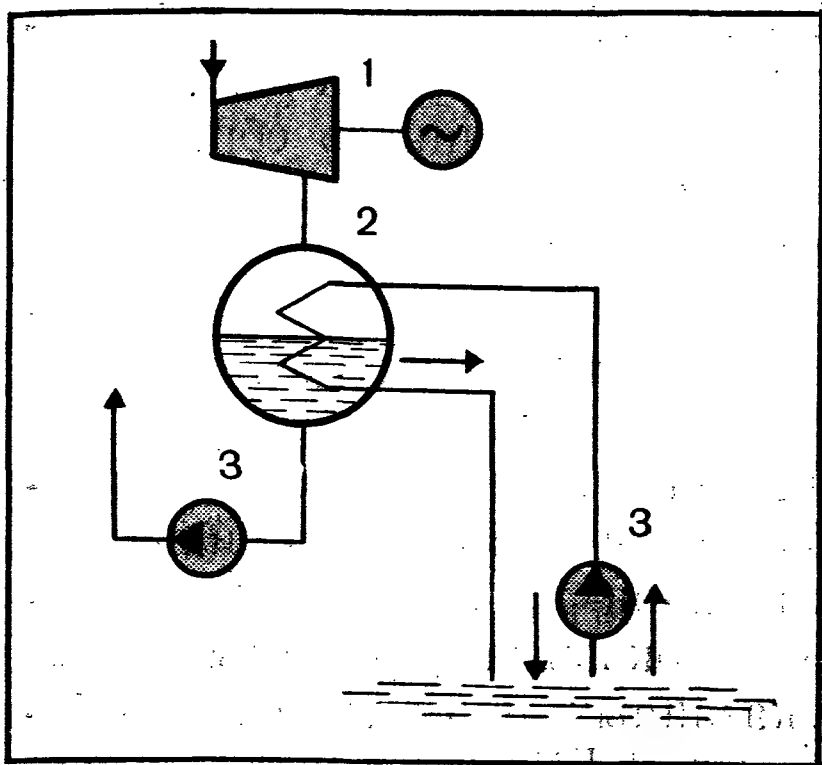


Рис. 10.1. Схема системы проточного охлаждения:

1 — турбина; 2 — конденсатор; 3 — насосы

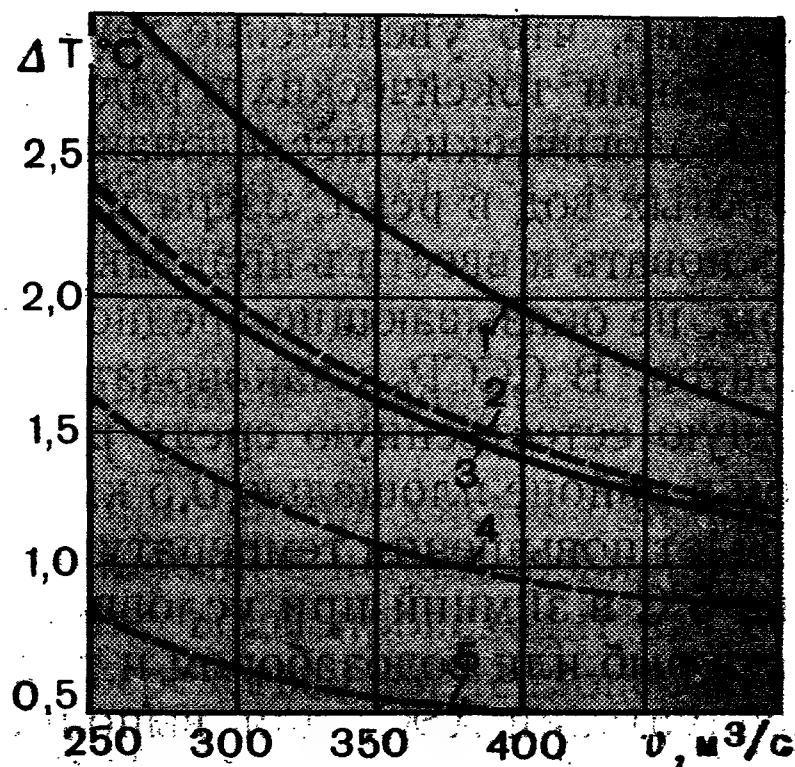


Рис. 10.2. Изменение температуры воды в канале в зависимости от расхода воды ($\Delta T = T_E - T_0$ — разность между установившейся температурой воды в канале при постоянном сбросе теплой воды от источника тепловой мощностью E и температурой T_0 при отсутствии сброса теплой воды):

1 — $E = E_1 = 3350$ МВт(тепл.); 2 — $E = 3/4 E_1$; 3 — $E = 2408$ МВт(тепл.); 4 — $E = 1/2 E_1$; 5 — $E = 1/4 E_1$

дается на конденсаторы АЭС, проходя которые, она нагревается на $6\text{--}16^\circ\text{C}$ (в зависимости от расхода воды, предусмотренного конструкцией системы охлаждения) и затем вновь возвращается в тот же источник (рис. 10.1). Расход охлаждающей воды для типичной АЭС с легководным реактором составляет $50\text{ м}^3/\text{с}$ на 1 ГВт (эл.), при этом температура воды на выходе из конденсатора АЭС повышается на 10°C^* [3].

К недостаткам такой системы следует отнести, во-первых, большой расход охлаждающей воды** и, во-вторых, постоянный сброс теплых вод в водную среду (реки, озера, моря и т. д.), что несет с собой опасность ухудшения экологической обстановки в водной среде в местах расположения АЭС. Следует отметить негативные последствия действия на зоопланктон, попадающий вместе с водой в агрегаты электростанций, при этом доля поврежденных или погибших организмов растет с повышением температуры. Наконец, отметим, что существует определенная опасность, связанная с комбинированным действием тепла и химических или радиоактивных веществ на водную среду. Например,

* На ТЭС, работающей на органическом топливе, расход охлаждающей воды составляет от 32 до $42\text{ м}^3/\text{с}$ при максимальной разнице температур воды на входе и выходе конденсатора ТЭС, равной 8°C [1].

** Расход воды АЭС мощностью 1 ГВт (эл.) эквивалентен суммарному водопотреблению крупного города, такого, например, как Москва.

известно, что увеличение температуры способствует повышению концентрации токсических и радиоактивных веществ в тканях рыб [4].

Экологические исследования последствий постоянного сброса подогретых вод в реки, озера и другие водоемы привели к возможности обосновать и ввести в практике допустимые нормы повышения температуры, не оказывающие вредного действия на жизнь водоемов и гидробионтов. В СССР в законодательном порядке сброс подогретых вод в водную естественную среду разрешен только в том случае, если при этом в районе площадью $0,5 \text{ км}^2$, примыкающем к месту сброса, не произойдет повышения температуры воды более чем на 3°C в летний период и на 5°C в зимний при условии, что этот район не служит местом нереста рыб или водозабором и т. д. [5]. Как показывают расчеты и опыт эксплуатации АЭС, для выполнения указанных нормативных требований необходимо, чтобы АЭС мощностью 1 ГВт (эл.) была расположена:

1) вблизи реки, сток которой составляет не менее $250 \text{ м}^3/\text{с}$. Подтверждением могут служить теоретические расчеты (рис. 10.2) [6], проведенные в предположении о равномерном перемешивании теплой сбрасываемой воды с потоком ненагретой воды. В действительности, в среднем температура в реке в районе сброса тепла АЭС будет несколько выше температуры, полученной из теоретических расчетов;

2) вблизи озера или водохранилища многоцелевого назначения с площадью водного зеркала не менее 30 км^2 . Подтверждением этому могут служить следующие соображения. Предположим, что тепловая нагрузка от АЭС равномерно распределена по площади водного зеркала. Тогда, воспользовавшись выводом [7] о том, что допустимая тепловая нагрузка на водоемы не должна превышать $70 \text{ ккал}/(\text{м}^2 \cdot \text{ч})$, получим, что для выполнения этого условия необходима площадь водного зеркала 30 км^2 ;

2) вблизи искусственно созданного и специально предназначенного для целей теплоснабжения экологически изолированного водоема-охладителя с площадью водного зеркала не менее 3 км^2 [4] *.

Опыт практической эксплуатации АЭС подтвердил, что выполнение указанных требований относительно месторасположения АЭС позволяет обеспечить безопасность водной среды от тепловых сбросов АЭС. Тщательные исследования, проводимые на некоторых действующих АЭС с момента их пуска, не показали какого-либо заметного влияния тепловых сбросов этих станций на экологию водных систем.

Подводя итоги сказанному о прямоточном водоохлаждении АЭС, можно сделать следующий вывод: если при создании крупномасштабной ядерной энергетики ориентироваться на строительство АЭС единичной

* Такое уменьшение требуемой площади по сравнению со случаем, рассмотренным в п. 2, объясняется тем, что температурный режим в искусственном изолированном водоеме-охладителе подчинен нуждам АЭС.

электрической мощностью в несколько гигаватт (это так называемая концепция «рассредоточенного» строительства АЭС), то не должны возникнуть проблемы вредного влияния сбросного тепла АЭС на водную среду и нехватки воды для охлаждения этих АЭС*.

10.3. Система охлаждения с использованием градирен

В настоящее время находит все большее применение система охлаждения оборотного водоснабжения электростанций с использованием градирен (рис. 10.3). В градирне охлаждение воды происходит за счет как ее частичного испарения, так и непосредственной теплопередачи. Для того чтобы улучшить условия испарения и теплопередачи от воды к воздуху, в оросительное пространство градирен подводится воздух либо принудительным образом с помощью вентиляторов (вентиляторные градирни), либо за счет создания тяги воздуха высокой вытяжной башней (башенные градирни), либо за счет силы ветра и отчасти естественной конвекции (атмосферные градирни). Неизбежные в этой системе потери воды из-за ее частичного испарения компенсируются постоянной подпиткой «свежей» водой. При этом расход воды для подпитки составляет 0,8—1,2 м³/с на 1 ГВт (эл.) мощности АЭС с легководным реактором, т. е. около 1—2 % расхода воды, необходимого при прямоточном охлаждении АЭС [8]. Благодаря применению градирен обеспечивается надежная защита гидросферы от теплового воздействия, так как в этом случае сброс тепла происходит главным образом в атмосферу, которая менее чувствительна к тепловому воздействию, чем гидросфера.

Большинство исследований и опытных данных, полученных к настоящему времени на базе действующих АЭС с градирнями, показало, что тепловое воздействие таких АЭС на окружающую среду может быть ограничено при условии правильного выбора местоположения АЭС и наличия у градирни эффективной системы влагоулавливания [9]. Однако этот вывод справедлив только для современных АЭС единичной мощностью 1—2 ГВт (эл.). Дело заключается в том, что при такой системе охлаждения в атмосферу выбрасываются огромные количества пара, капельной влаги — тысячи тонн в час на 1 ГВт (эл.) мощности АЭС. Влияние таких выбросов на атмосферные явления и микроклимат еще недостаточно изучено, однако известно, что, например, в осенний и весенний периоды они могут привести к увеличению количества выпадающих осадков, частоты образования туманов и облачности и т. д., могут оказать влияние на заболеваемость населения, проживающего вблизи АЭС, и состояние биocenозов, характерных для данного региона.

* Действительно, воду одной реки можно использовать многократно для отвода тепла от атомных станций, построенных вдоль ее берегов на некотором расстоянии друг от друга.

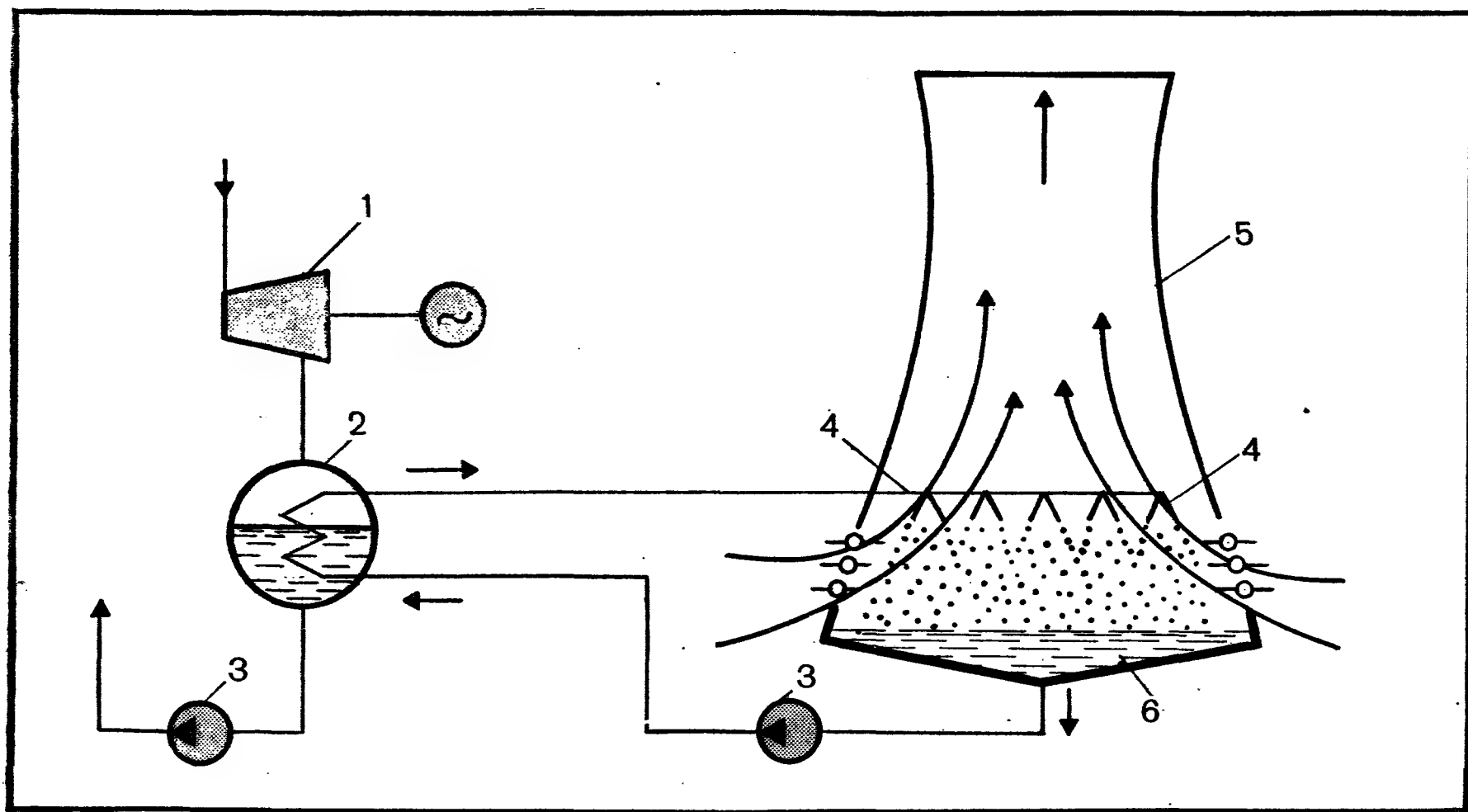


Рис. 10.3. Схема системы охлаждения с использованием градирни:

1 — турбина; 2 — конденсатор АЭС; 3 — насосы; 4 — орошающее устройство; 5 — градирня; 6 — бассейн

Вопрос о влиянии тепловых сбросов будущих АЭС, единичную мощность которых предполагается довести до 10 ГВт (эл.) и более, остается на сегодня открытым. Здесь же следует указать на очень большую плотность тепловых сбросов в атмосферу от АЭС с градирнями. Мощность этих сбросов достигает 40 кВт/м^2 на 1 ГВт (эл.) мощности АЭС и сконцентрирована на площади около $5,5 \cdot 10^4 \text{ м}^2$ [11]. При резком возрастании единичной мощности АЭС до десятков гигаватт (эл.) это приведет к образованию «тепловых островов», способных нарушить естественные циркуляционные процессы в атмосфере вблизи АЭС.

Наконец, необходимо упомянуть, что себестоимость электроэнергии, получаемой на АЭС с градирнями, на 5—6% дороже, чем на АЭС с прямоточным охлаждением [11].

10.4. Система воздушного охлаждения

В последние годы на нескольких электростанциях в СССР и за рубежом была применена система воздушной конденсации пара (рис. 10.4). В такой системе практически нет потерь воды и с точки зрения защиты окружающей среды воздушно-конденсационные установки предпочтительнее любой системы водяного охлаждения. Кроме того, такая электростанция не привязана к источнику водоснабжения и ее можно разместить в районе, удобном по условиям выработки электроэнергии. Система воздушной конденсации пара позволяет решить проблемы, связанные со шлейфами пара над испарительными градирнями. Одна-

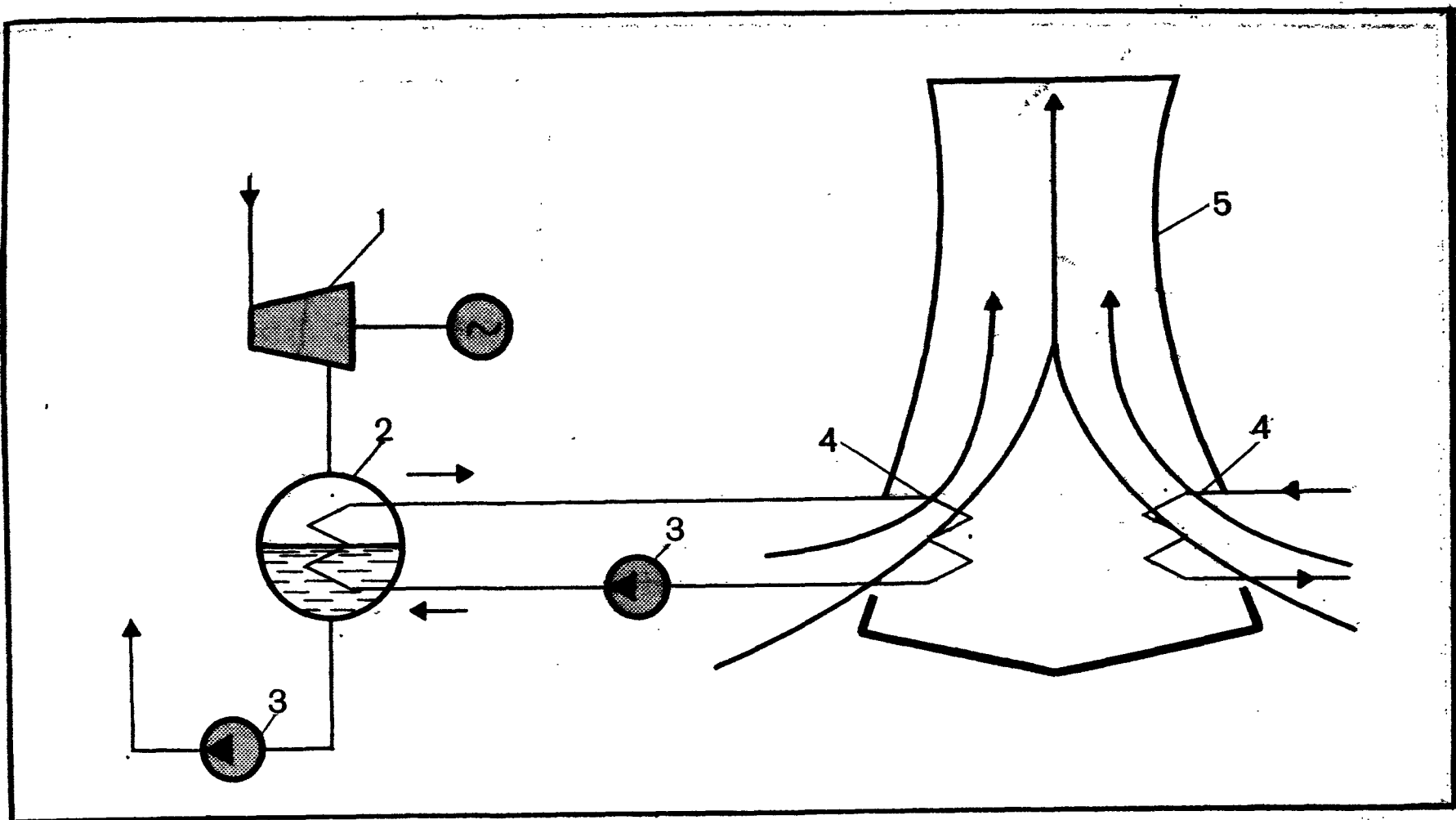


Рис. 10.4. Схема системы воздушного охлаждения:

1 — турбина; 2 — конденсатор; 3 — насосы; 4 — теплообменник; 5 — башня

ко этой системе охлаждения присущи существенные недостатки. При температуре окружающего воздуха выше $25\text{—}27^\circ\text{C}$ они не обеспечивают работу энергоблоков на номинальной мощности: уменьшается КПД станции и возрастает соответственно расход топлива [5]. Применение воздушно-конденсационных установок резко увеличивает себестоимость электроэнергии, вырабатываемой станцией. Она оказывается на 20—25% выше, чем на АЭС с прямоточным охлаждением [11]. Нельзя не упомянуть о нарушении пейзажа, обусловленном значительно большими (примерно в 2 раза) размерами воздуховытяжных башен по сравнению с размерами испарительных градирен.

Использование системы воздушного охлаждения не исключает также проблемы образования «тепловых островов» при возрастании мощности АЭС.

10.5. Комбинированные системы охлаждения

Перспективными в настоящее время представляются комбинированные схемы конденсации пара АЭС. Наибольшего внимания благодаря простоте конструкции и ряду несомненных достоинств с экологической точки зрения заслуживает конденсационная установка (рис. 10.5), разработанная совместно советскими и венгерскими энергетиками [5]. При высокой температуре атмосферного воздуха в этой установке предусмотрено создание сплошной пленки стекающей воды на поверхности ребер теплообменников. Стекающая вода собирается в ре-

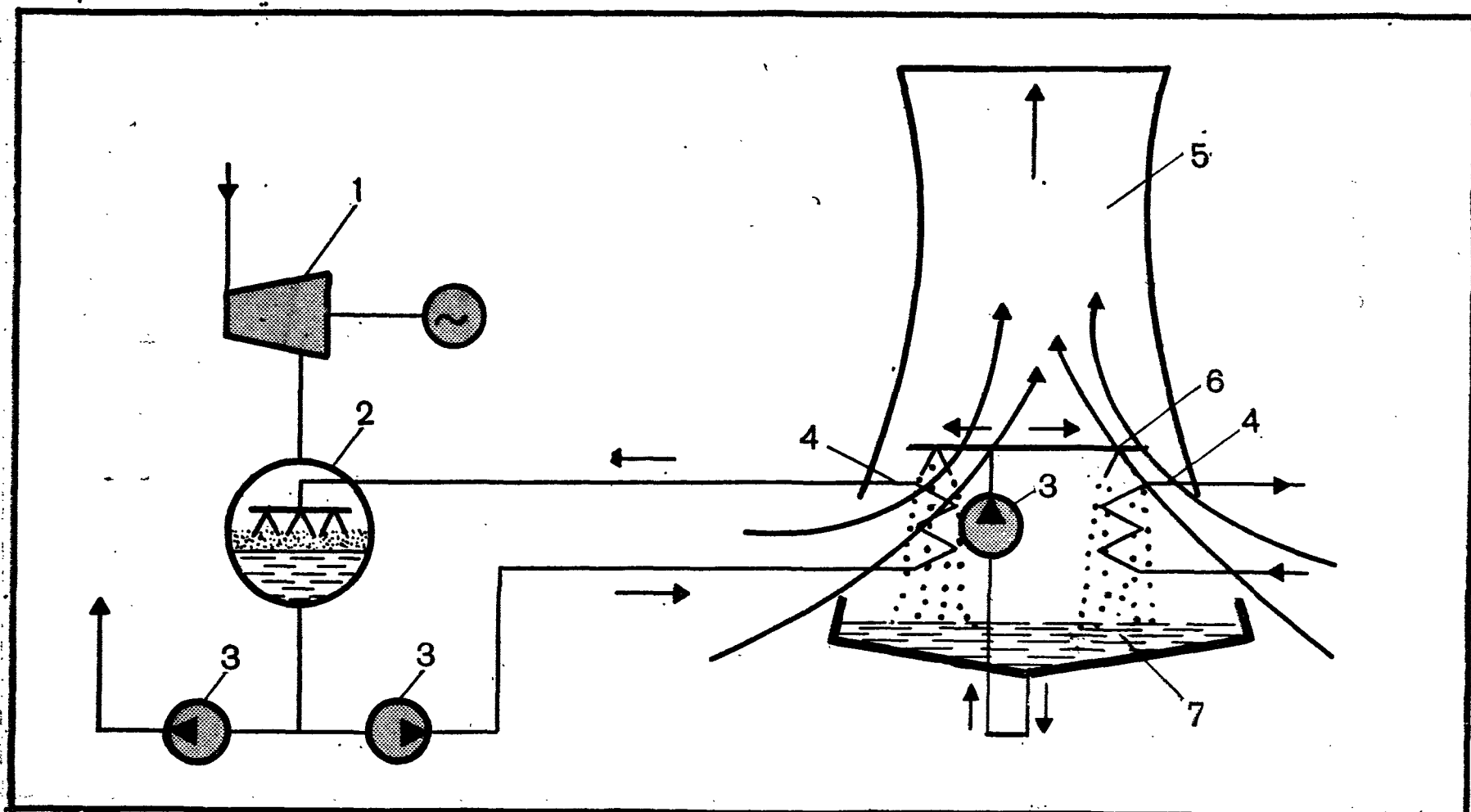


Рис. 10.5. Схема комбинированной системы охлаждения (орошаемая воздушно-конденсационная установка):

1 — турбина; 2 — конденсатор АЭС; 3 — насосы; 4 — теплообменник; 5 — башня; 6 — орошающее устройство; 7 — бассейн

зервуаре и затем вновь подается на орошение теплообменников. При понижении температуры воздуха или при уменьшении мощности, развиваемой турбиной, орошение отключается полностью или частично. Теплоемкость воздуха, охлаждающего водяную пленку, благодаря его увлажнению увеличивается в несколько раз по сравнению с теплоемкостью воздуха, охлаждающего сухие теплообменники. Соответственно сокращаются расход воздуха, размеры воздуховытяжной башни и ее стоимость по сравнению с башней сухой воздушно-конденсационной установки. Если принять такие же габариты воздуховытяжной башни, как и у испарительной градирни, то при расходовании вдвое меньшего количества воды в течение года орошаемая воздушно-конденсационная установка в климатических условиях Центра европейской части СССР обеспечит значительно более низкую температуру конденсации выходящего из турбин пара, чем испарительная градирня. Стоимость орошаемых воздушно-конденсационных установок незначительно выше стоимости системы охлаждения с испарительными градирнями и значительно ниже стоимости сухих воздушно-конденсационных установок. Первый эксперимент по применению комбинированной схемы конденсации пара с циркуляцией влаги, проведенный советскими и венгерскими специалистами на электростанции «Дунайварош» мощностью 16 МВт в Венгрии, оказался успешным.

Электростанция, оборудованная орошаемыми воздушно-конденсационными установками, требует сравнительно маломощного источника

водоснабжения, и ее влияние на окружающую среду не влечет существенных экологических последствий. Более того, есть все основания рассчитывать, что такая электростанция позволит даже улучшить микроклимат прилегающего района, выбрасывая в атмосферу огромное количество сухого подогретого воздуха в сырую холодную погоду и увлажненный воздух в жаркую и сухую погоду.

10.6. Влияние антропогенных тепловых сбросов на биосферу

Уровень современных научных знаний о влиянии антропогенных тепловых сбросов на биосферу в глобальном, региональном и локальном масштабах не позволяет ответить на многие возникающие здесь вопросы, а существующие расчеты носят весьма приближенный характер. Основные выводы, которые можно сделать из этих расчетов, заключаются в следующем.

1. Плотность антропогенных тепловых сбросов, усредненных по всей поверхности Земли, не должна превышать предельно допустимого уровня (ПДУ), равного 2 Вт/м^2 . Расчеты, основанные на решении уравнения теплового баланса Земли, показывают, что превышение указанного ПДУ приведет к изменению среднегодовой приземной температуры на $\sim 1^\circ\text{C}$ [12]. С точки зрения современной климатологии такое изменение температуры Земли вызовет значительные климатические изменения в глобальном масштабе. Например, подсчитано, что оно может привести к уменьшению мирового производства пищевых продуктов на 1—3%.

2. ПДУ для антропогенных тепловых сбросов в отдельных регионах (территория с линейными размерами от 100 до 1000 км) оценивается разными авторами в диапазоне от 4 до 20 Вт/м^2 [14,15]. Считается, что если средняя антропогенная тепловая плотность в регионе превысит 4 Вт/м^2 , то это может повлиять на изменение циркуляционного режима атмосферы, связанного с генерацией кинетической энергии атмосферы [14]. Однако это изменение несущественно, чтобы повлиять на тепловой режим атмосферы. Если же плотность антропогенного тепла в регионе достигнет 20 Вт/м^2 [13], то такой «тепловой региональный остров» может привести к климатическим изменениям не только в региональном, но даже в глобальном масштабе.

3. Очень сложен вопрос о влиянии антропогенных тепловых сбросов на окружающую среду в локальном масштабе (на территории с линейными размерами до 100 км). Фактически он сводится к вопросу о максимально возможной единичной мощности АЭС. Некоторым ориентиром при ответе на него может служить плотность тепловых сбросов 50 кВт/м^2 . Изучение энергетики вулканической деятельности показало, что если плотность сбросного тепла на площади 2 км^2 при извержении вулкана достигала указанного значения, то это приводило к образованию в таком районе сильных природных аномалий (смерчи), а также к повышению частоты обычных атмосферных явлений (дожди, туманы, облачность и т. п.) [14,15].

Исходя из приведенных данных о ПДУ тепловых сбросов, оценим максимально возможные масштабы развития энергетики в мире и в отдельных регионах, а также обсудим вопрос о максимально возможной единичной мощности АЭС*.

10.7. Ограничения суммарной мощности энергетики мира и отдельных регионов Земли

Согласно оценкам ПДУ плотности антропогенных тепловых сбросов, приведенным в п. 1 и 2 предыдущего параграфа, находим, что максимально допустимая мощность оценивается следующим образом: а) для мира в целом — 10^6 ГВт (тепл.); б) для отдельного региона (например, европейской части СССР, площадь которой составляет $5,6 \cdot 10^{12}$ м²) — $2,2 \cdot 10^4$ — 10^5 ГВт (тепл.). Полученные мощности очень велики. Для сравнения укажем, что в настоящее время мощность энергетики мира составляет примерно 10^4 ГВт (тепл.), а энергетики СССР — $2 \cdot 10^3$ ГВт (тепл.).

Согласно оценкам развития энергетики мира (см. § 1.4) к концу следующего столетия потребности в энергии стабилизируются на уровне $2,4 \cdot 10^5$ ГВт (тепл.). В этих условиях плотность энерговыделения за счет производства энергии составит в среднем по земному шару $0,5$ Вт/м², что может увеличить среднюю глобальную температуру атмосферы, по-видимому, в приземном слое на $0,4^\circ\text{C}$, но не более. Такое изменение температуры не вызовет сколь-нибудь существенных климатических изменений. Подтверждением этому служит то обстоятельство, что за последние три десятилетия (1940—1970 гг.) средняя глобальная температура изменилась на $0,3^\circ\text{C}$ [14] и это не привело к каким-либо неприятным последствиям. Таким образом, эффекты теплового воздействия энергетики в глобальном и региональном масштабах не имеют серьезного значения в настоящее время и, вероятно, не приобретут его в обозримом будущем (табл. 10.3). Однако локальные явления могут затронуть в сумме большие территории и контингенты населения.

10.8. Ограничения единичной мощности атомного энергетического комплекса

Рассмотрим атомный энергетический комплекс (например, крупную АЭС) мощностью N ГВт (эл.). Поставим вопрос о максимально допустимой мощности такой АЭС.

* Указанные числовые значения ПДУ для тепловых антропогенных выбросов можно рассматривать, конечно, лишь как некоторые ориентировочные значения для оценки возможных предельных масштабов развития энергетики. По мере понимания процессов, происходящих в атмосфере, значения ПДУ должны стать более точными. Они должны быть получены не из качественных, а из строгих физических и экологических соображений. Не исключено, что уже в ближайшее время в законодательном порядке потребуется ввести нормы тепловых сбросов в атмосферу.

Таблица 10.3. Средняя плотность энергоснабжения* при производстве энергии, Вт/м²

Регион (S)	В настоящее время (1975 г.)	В будущем
Земной шар ($S=5 \cdot 10^{14}$ м ²)	0,018	0,5**
Европейская часть СССР ($S=5,6 \cdot 10^{12}$ м ²)	0,2	10***

* Средняя плотность энергоснабжения определена как произведение $W_p = N_p$, где W_p — годовое потребление энергии (тепл.) на душу населения; N_p — плотность населения.

** Предполагается, что численность населения стабилизируется на уровне 12 млрд. чел., а удельное энергопотребление — на уровне 20 кВт (тепл.)·год/чел. (см. § 1.3).

*** Предполагается, что плотность населения достигнет 500 чел/км² (это соответствует максимальной региональной плотности населения, существующей в настоящее время) и удельное энергопотребление составит 20 кВт (тепл.)·год/чел.

Если на такой АЭС используется система охлаждения с градирнями или воздушной конденсацией пара или их комбинация, то тепловые сбросы АЭС осуществляются главным образом в атмосферу. Согласно данным, приведенным выше, мощность этих сбросов равна 50 кВт/м² и сконцентрирована на площади порядка $5,5 \cdot 10^4$ м². Требование защиты окружающей среды от тепловых сбросов АЭС (см. § 10.6, п. 3), не позволяет увеличить ее мощность свыше 30 ГВт (эл.).

Если в качестве системы охлаждения воспользоваться прямоточной системой водообеспечения, то защита гидросферы от тепловых сбросов АЭС будет обеспечена при условии расположения АЭС вблизи: а) реки, сток которой составляет 250 м³/с; б) озера или естественного водохранилища с площадью водного зеркала около 30 км²; в) искусственного пруда-охладителя с площадью водного зеркала 3 км².

Из изложенного следует, что прямоточное водоснабжение мощных АЭС вынуждает строить их только на больших реках и озерах. Крупнейшая в европейской части СССР река Волга в устье имеет сток 8000 м³/с. Даже если АЭС построить вблизи устья крупной реки, то ее мощность с учетом требований защиты окружающей среды будет ограничена 30 ГВт (эл.). Помимо Волги к крупным рекам в европейской части СССР относятся еще Кама, Днепр, Печора. По мнению специалистов [5], эти реки либо уже зарегулированы, либо представляют исключительную ценность для рыбного хозяйства. Таким образом, возможность применения прямоточного водоснабжения из рек европейской части СССР для новых мощных АЭС практически исчерпана. Аналогичная ситуация складывается и в других густонаселенных регионах мира (США, Западной Европе, Японии).

Таким образом, при составлении прогноза развития топливно-энергетической базы в густонаселенных регионах следует ориентироваться в основном на охлаждение крупных АЭС с помощью градирен. При этом, по-видимому, особо перспективным (как с экологической точки зрения, так и с точки зрения потребностей в охлаждающей воде) в настоящее время представляется использование комбинированных

схем конденсации пара энергетической установки с циркуляцией влаги, орошающей теплообменники сплошной пленкой. Электростанции, оборудованные орошаемыми воздушно-конденсационными установками, могут быть размещены на сравнительно маломощном источнике водоснабжения. Это их преимущество позволит снизить ограничения единичной максимальной мощности энергетического комплекса, связанные с недостатками охлаждающей воды, о которых говорилось выше, и открывает широкие возможности для выбора удобных площадок с целью размещения новых мощных АЭС.

Глава 11

Расход природных ресурсов и химическое загрязнение биосферы предприятиями ядерного топливного цикла

Введение

Влияние на биосферу и здоровье человека многих химических загрязнителей не изучено или изучено недостаточно глубоко. Вследствие этого пока невозможно дать полную количественную оценку ущерба от химического загрязнения биосферы в результате хозяйственной деятельности.

Подобное положение не является специфичным для ЯТЦ. В его отходах, как правило, нет химических веществ, которые отсутствовали бы в сбросах или выбросах предприятий других отраслей промышленности. Более того, подавляющая масса нерадиоактивных отходов образуется в результате сжигания органического топлива на основных производствах цикла или на вспомогательных энергетических предприятиях, обеспечивающих ЯТЦ электроэнергией. Поэтому замечание о недостаточной изученности влияния многих химических загрязнителей на биосферу носит общий характер. Оно относится не только и не столько к ЯТЦ, сколько в целом к проблеме воздействия химических веществ, попадающих в окружающую среду в результате хозяйственной деятельности человека. По этой причине воздействие химических отходов ЯТЦ оценивается в основном количеством этих отходов, поступающих в окружающую среду, и их сравнением с соответствующими данными для энергетики на угольном топливе.

Характеристика вредного действия наиболее важных химических загрязнителей на биосферу приведена в гл. 12 и § 11.4.

При рассмотрении нерадиационных факторов воздействия ЯТЦ в качестве исходных взяты данные, описывающие открытый цикл с легководными реакторами и отвечающие современному уровню технологии (см. гл. 2 и [1, 2]). Основные из них таковы*:

* Подробное описание технологий, используемых на различных этапах ЯТЦ, можно найти, например, в [1, 2].

удельная потребность ЯТЦ в природном U равна 244 т на 1 ГВт (эл.) · год:

содержание U в руде составляет 0,2%, степень извлечения U из руды при ее переработке — 95%;

50% руды добывают закрытым (в рудниках) способом, 50% — открытым (в карьерах);

80% обогащенного U получают методом газовой диффузии и 20% — с помощью газовых центрифуг.

Необходимо отметить, что указанное здесь содержание U в руде соответствует относительно богатым рудам. В настоящее время добывают и более бедные руды с содержанием U 0,1% и менее. В будущем по мере истощения богатых месторождений и роста потребности в U удельный вес добываемой бедной урановой руды будет расти. Если в качестве исходного взять содержание U в руде меньше 0,2%, то соответственно возрастут количества использованных природных ресурсов и отходов при добыче и переработке руды, а также трудовые затраты и ущерб здоровью на единицу вырабатываемой электрической энергии.

11.1. Использование природных ресурсов

Земля. Земельные территории используются для размещения основных и вспомогательных предприятий, коммуникационных линий, для размещения различного рода отходов и складирования руды. Кроме того, на часть не занятых и не нарушенных производством земель могут быть наложены некоторые ограничения в их использовании для сельскохозяйственных или других целей.

При оценке количества используемых земель важно различать временно и постоянно занятые территории. К первым относятся земли, которые могут быть восстановлены после прекращения производства в результате рекультивации. К постоянно занятым относятся земли, на использование которых наложены ограничения в течение длительного времени после прекращения производства. В основном это места захоронения радиоактивных отходов. К постоянно занятым и выбывшим из землепользования можно отнести также земли, рекультивация которых в настоящее время и в ближайшем будущем затруднена по техническим или экономическим причинам.

При добыче топлива из земли извлекается относительно большое количество руды и пустой породы: соответственно $1,2 \cdot 10^5$ т и несколько миллионов тонн на 1 ГВт (эл.) · год. В значительной степени именно этим обусловлен тот факт, что наибольшие площади занятых земель приходятся на этапы добычи и переработки руды: при большом количестве пустой породы, руды и отходов требуются соответственно большие площади для их размещения. При открытой добыче значительную долю отчуждаемых земель занимают карьеры.

Большая часть земельных площадей, расходуемых при переработке руды, приходится на специальные пруды — хвостохранилища.

В них поступают хвостовые растворы, образующиеся в результате переработки (обогащения) руды, которые содержат диспергированный шлам и некоторые растворенные химические вещества, включая естественные радионуклиды. Количество шлама равно примерно $1,3 \times 10^5$ т на ГВт (эл.) · год.

После заполнения пруда до расчетного объема и испарения большей части воды его засыпают минимум двухметровым слоем глины с землей. Образовавшуюся поверхность засаживают растениями для защиты почвы от эрозии под воздействием дождей и ветра. После такой обработки хвостохранилище превращается в место захоронения отходов рассматриваемого этапа ЯТЦ.

Аналогичные процессы удаления шлама и создания хвостохранилищ применяют во многих отраслях промышленности, занятых добычей полезных ископаемых, например в цветной металлургии. К настоящему времени в промышленно развитых странах под хвостохранилища заняты большие площади земель и накоплен значительный опыт длительного наблюдения за возможной миграцией токсических веществ, содержащихся в шламе, и их влиянием на биосферу. Важно отметить, что по химическому составу шламы, образующиеся в ЯТЦ при добыче руды, не выделяются какой-либо повышенной опасностью.

В соответствии с оценками [1—3]* на этапах добычи и переработки руды происходит отчуждение 20—60 га (временное) и 2 га (постоянное) земли на 1 ГВт (эл.) · год. Последнее значение определяется в основном отводом земли под хвостохранилище. После соответствующей обработки и превращения в участки захоронения хвостохранилища принято считать непригодными для сельскохозяйственного и других видов хозяйственного использования.

Временно занятые площади могут быть рекультивированы и найти то или иное полезное применение. Процесс рекультивации земель может включать в себя использование отвальной пустой породы в строительных работах (в качестве дорожных покрытий или наполнителей разного рода конструкций), засыпку твердых отходов в отработанные подземные полости или карьеры, выравнивание отвалов и их покрытие плодородной землей, превращение карьера в водохранилище многоцелевого назначения (рыбохозяйственного, рекреационного и т. д.).

К настоящему времени разработана технология получения U без предварительной добычи руды — путем его подземного выщелачивания из рудного тела. При такой технологии на поверхность земли извлекается гораздо меньше веществ, сопутствующих урану, и соответственно отчуждается во много раз меньше земель, чем при традиционной технологии. Однако получение U методом подземного выщелачивания требует особых мер предосторожности, чтобы избежать загрязнения

* Иногда использованные в этой главе исходные данные не совпадают с исходными данными цитируемого источника. В таких случаях производится соответствующий перерасчет.

Таблица 11.1. Расход земли, воды и топливно-энергетических ресурсов на производство 1 ГВт (эл.)·год электроэнергии в открытом ЯТЦ с легководным реактором [1—3, 6]

Этап ЯТЦ	Земля, га		Вода, 10 ⁶ м ³ , при сбросе в			Топливо-энергетические ресурсы	
	временно отчуждаемая	постоянно отчуждаемая	атмосферу	водоем	почву	Электроэнергия, МВт·год	Нефть, газ, уголь, 10 ³ т у. т.
Добыча и переработка руды	20—60 (50—200)*	2,0	0,5	—	1,4	1,3	11
Конверсия	0,13	0,01	0,01	0,1	—	0,3	1
Обогащение урана	0,15	—	0,9	53	—	35	0,8
Изготовление твэлов	0,02	—	0,03	—	—	0,3	0,3
АЭС	(30—60)** (300—800)***	0,02	30	1500*4	—	—	—
Хранение и захоронение твэлов	—	0,1	—	—	—	—	—
Всего:	20—60*5 (50—200)	2,1	31	~1500	1,4	37	13

* При содержании урана в руде примерно 0,1% и менее.
** При прямоточном охлаждении из водоема многоцелевого назначения или при охлаждении градирнями в расчете на 1 ГВт (эл.).
*** Площадь, занимаемая специальным водоемом-охладителем в расчете на 1 ГВт (эл.).
*4 При прямоточном охлаждении [или ~50 м³/с для «типичной» АЭС мощностью 1 ГВт (эл.)].
*5 Без площади под АЭС.

подземных вод в больших масштабах. Пока этот метод находится в стадии внедрения [4].

Количество отчужденной земли на основной стадии (при производстве электроэнергии на АЭС) в сильной степени зависит от используемого метода охлаждения. АЭС мощностью 1 ГВт (эл.), исключая систему охлаждения, занимает площадь 30—60 га, которую в основном следует отнести к разряду временно занятых земель. Если для охлаждения конденсаторов АЭС используется градирня или водоем-охладитель, то занимаемая площадь увеличивается в первом случае незначительно, а во втором — примерно на порядок (табл. 11.1)*. К разряду постоянно отчуждаемых земель следует отнести занятый реактором участок, на котором он и будет законсервирован (захоронен) после прекращения эксплуатации АЭС [0,5 га на 1 ГВт (эл.) или 0,02 га на 1 ГВт (эл.) · год].

* О площадях водоемов-охладителей см. гл. 10.

Большие площади земель заняты линиями электропередачи. На 1 км длины линии напряжением 500 кВ приходится от 7,5 до 18 га отчуждаемой площади земли [2]. В табл. 11.1 этот расход земли не учитывается, поскольку на земли, отводимые под линии электропередачи, накладываются неполные ограничения по их возможному использованию в других целях. В частности, на них можно выращивать те или иные сельскохозяйственные культуры. Кроме того, расход земель под линии электропередачи одинаков для АЭС, ТЭС на угле и других электростанций, что позволяет исключить их при сравнительной оценке альтернативных отраслей энергетики.

Определенные участки земли отчуждаются и на других этапах ЯТЦ (изготовления и переработки топлива, а также под удаляемые радиоактивные отходы). Однако потребность в земле на этих этапах сравнительно невелика (табл. 11.1).

Вода. Расход воды (табл. 11.1) обусловлен прежде всего необходимостью охлаждать те или иные установки на предприятиях ЯТЦ. Наибольшее количество воды требуется на охлаждение конденсаторов АЭС — при прямоточном охлаждении $\sim 1,5 \cdot 10^9 \text{ м}^3/[\text{ГВт (эл.)} \cdot \text{год}]$ (подробнее см. гл. 10). Значительное количество воды для охлаждения потребляет завод по обогащению урана — $5,3 \cdot 10^7 \text{ м}^3/[\text{ГВт (эл.)} \cdot \text{год}]$. Кроме того, вода используется в различных технологических операциях: при переработке руды и разного рода отходов, изготовлении топлива и пр. Там, где это позволяет технология, как правило, применяются замкнутые системы водопользования. Это, во-первых, сокращает потребности в воде, во-вторых, уменьшает сброс различных вредных веществ, содержащихся в жидких отходах производства, в окружающую среду.

При использовании воды для охлаждения только небольшая ее часть (не более 2%) теряется безвозвратно за счет испарения. Если в системе охлаждения АЭС не используется сухая градирня (см. гл. 10), потери на испарение составляют $3 \cdot 10^7 \text{ м}^3/[\text{ГВт (эл.)} \cdot \text{год}]$, или примерно $1 \text{ м}^3/\text{с}$ на установленную мощность 1 ГВт (эл.). Для мощных многоблочных АЭС эти потери становятся весьма значительными.

Материалы. Затраты материалов, исключая топливо, составляют в ЯТЦ примерно 16 000 т на 1 ГВт (эл.) · год (12 000 т в угольном топливном цикле) [5].

11.2. Химические отходы ЯТЦ, поступающие в окружающую среду

Эксплуатация предприятий ЯТЦ сопровождается появлением жидких отходов, содержащих химические токсичные вещества. Эти отходы возникают как в основных технологических операциях, так и в различных вспомогательных, например очистных и промышленных. На начальном этапе ЯТЦ загрязненная вода образуется в результате просачивания подземных вод шахты и поверхностно-дождевых вод сквозь отвалы пустой породы и складированную руду. В зависимости от места

возникновения жидкие отходы могут содержать взвешенные частицы, растворенные минералы, кислоты, соли металлов, органические соединения и т. п. Многие из этих веществ относятся к токсичным.

Наиболее значительное количество жидких отходов возникает при переработке руды. Это упомянутые в предыдущем параграфе хвостовые растворы объемом примерно $150\,000\text{ м}^3/\text{[ГВт (эл.)} \cdot \text{год]}$. Описанная ранее обработка поверхности хвостохранилища способствует предотвращению миграции токсичных и радиоактивных веществ во внешнюю среду. Эту же цель преследуют и другие операции — обкладка слоем глины дна хвостохранилища перед его заполнением и нейтрализация хвостового раствора. При последней операции уменьшается подвижность тяжелых металлов.

Защита окружающей среды при обращении с жидкими отходами осуществляется двумя путями. Первый состоит в глубокой очистке отходов от вредных примесей и сброса вод, очищенных до предельно допустимых концентраций, в открытую гидрографическую сеть. В зависимости от физико-химического состава примеси для очистки применяются различные методы: седиментация взвесей в отстойниках, химическое соосаждение, фильтрация, биологическая очистка и др. Второй путь состоит в создании оборотных систем с многократным использованием воды. В этом случае не требуется глубокой очистки жидких отходов. Достаточно обеспечить качество воды, приемлемое для осуществления соответствующего технологического процесса.

В большинстве случаев второй путь приводит к более эффективному решению вопросов защиты окружающей среды. При его осуществлении, с одной стороны, сокращаются потребности в воде, с другой — во много раз уменьшаются (или даже ликвидируются) потоки жидких отходов, подлежащих глубокой очистке и сбросу. Соответственно во много раз сокращается поступление вредных веществ в биосферу.

Источниками газообразных отходов ЯТЦ являются следующие процессы: 1) пылеобразование при добыче, переработке руды и на других стадиях цикла; 2) выход летучих веществ из различных технологических растворов и складированных твердых отходов и материалов; 3) сжигание органического топлива (газа, мазута или угля), используемого в двигателях, подогревателях и прочих установках на предприятиях ЯТЦ. Как правило, газообразные отходы перед выбросом в атмосферу подвергаются очистке на фильтрах или скрубберах в зависимости от состава отходов*.

В ЯТЦ имеется еще один косвенный источник загрязнения окружающей среды — электростанции, производящие необходимую для предприятий цикла электроэнергию и сжигающие как правило, уголь или мазут. Потребности ЯТЦ в электроэнергии не превышают 4% электроэнергии, производимой на АЭС.

* Следует отметить, что применяемые системы очистки газов не улавливают окислы серы, углерода и азота.

Таблица 11.2. Количество химических веществ, поступающих в окружающую

Этап ЯТЦ	Поступление в атмосферу					
	SO _x	NO _x	CO	Аэрозоли	Углеводороды	Фториды
Добыча руды	11	9	—	1,3	0,6	—
Переработка руды	0,07	14	—	1,7	2,3	—
Конверсия*	8,5	4,5	0,2	0,14	0,6	0,07
Обогащение урана	12	9,3	—	0,6	0,1	0,04
Изготовление топлива	—	—	—	8,8	—	0,01
Всего**	32	37	0,2	12	3,6	0,12

Производство электро- энергии для ЯТЦ***	1400	800	24	66	11	—
---	------	-----	----	----	----	---

* На этом этапе в атмосферу выбрасывается также ~ 1 т NH₃.

** На остальных этапах ЯТЦ выбросы (сбросы) химических веществ менее значительны.

*** Предполагается, что вся электроэнергия производится электростанциями на угле.

Однако из-за очень большого количества отходов, выбрасываемых в окружающую среду современными ТЭС (см. ниже), этот источник загрязняет биосферу намного больше, чем основные производства ЯТЦ.

В табл. 11.2 собраны данные по количеству нерадиоактивных токсичных веществ, поступающих в окружающую среду с отходами предприятий ЯТЦ. Выбросы (сбросы) за счет производства потребляемой в ЯТЦ электроэнергии выделены в отдельную графу. Это связано с тем, что прямого отношения к ЯТЦ они не имеют. При замене производителей энергии — ТЭС на АЭС — этот источник загрязнения будет ликвидирован.

Анализ данных табл. 11.2 позволяет отметить весьма низкие показатели ЯТЦ по количеству химических веществ, удаляемых в окружающую среду. На фоне общего количества токсичных веществ, попадающих в биосферу в результате хозяйственной деятельности человека, выбросы (сбросы) предприятий ЯТЦ представляются ничтожно малыми даже с учетом перспектив широкого развития ядерной энергетики.

11.3. Нерадиационное воздействие предприятий перспективных ЯТЦ на биосферу

Из данных табл. 11.1 и 11.2 следует, что основной вклад в рассмотренное нерадиационное воздействие на биосферу вносится на этапах начальной стадии ЯТЦ, в особенности при добыче и переработке руды и обогащении U. Незначительный вклад дает конечная стадия (хранения, захоронения твэлов). Важно отметить, что последнее утверж-

среду с отходами предприятий ЯТЦ, т/[ГВт (эл.)·год] [1, 2]

Поступлению в гидросферу					
Сульфаты	Нитраты	Хлориды	Фториды	Na + Ca	NH ₃
—	—	—	—	—	—
—	—	—	—	—	—
14	0,2	4	0,2	14	4,3
0,8	0,9	0,4	0,01	—	—
—	1,5	—	—	—	0,02
40 (83 м³ жидких отходов)					

1,5·10⁴ (жидкие сбросы)

дение остается справедливым и в том случае, если будет осуществлен полный или замкнутый цикл, в котором конечная стадия включает в себя переработку облученного топлива, хранения и захоронения отходов высокой удельной активности [1].

При переходе от открытого ЯТЦ с легководными реакторами и урановым топливом к другим циклам (см. гл. 2) значительно уменьшаются удельные потребности в природном и обогащенном U. Отсюда следует, что перспективные ЯТЦ будут оказывать меньшее нерадиационное воздействие на биосферу, чем рассмотренный здесь цикл. Особенно сильное уменьшение произойдет при переходе к ЯТЦ с реакторами-размножителями на быстрых нейтронах. Его удельные потребности в природном U примерно на два порядка меньше, чем ЯТЦ с легководными реакторами. Кроме того, в таком цикле отсутствуют этапы конверсии и обогащения урана.

Сделанное заключение справедливо при сохранении неизменными исходных данных, характеризующих ЯТЦ. В частности, не должно изменяться содержание урана в руде. На самом деле, как это уже отмечалось, по мере истощения богатых месторождений в перспективе будут переходить к добыче все более бедных руд. При таком переходе при прочих равных условиях возрастет нерадиационное воздействие на биосферу начальных этапов ЯТЦ — добычи и переработки U [7].

Какая из отмеченных здесь тенденций будет преобладать? Для ответа на этот вопрос необходимо знать изменение структуры ядерной энергетики в будущем. По-видимому, до 2000 г*. будет преобладать

* См. прогноз изменения структуры ядерной энергетики в гл. 2.

вторая тенденция — возрастание нерадиационного воздействия ЯТЦ из-за необходимости добычи все более бедных руд. После 2000 года существенную роль начнет играть изменение структуры ядерной энергетики. Следует отметить, что по мере роста числа АЭС потребности предприятия ЯТЦ в электроэнергии могут обеспечиваться во все большей степени за счет АЭС. В этом случае уменьшится косвенное нерадиационное воздействие ЯТЦ, обусловленное работой ТЭС, намного больше, чем все возможные изменения прямого воздействия цикла.

11.4. Сравнение ядерного и угольного топливных циклов по факторам нерадиационного воздействия на биосферу

С точки зрения воздействия на биосферу угольный топливный цикл* (УТЦ) имеет ряд особенностей, существенно отличающих его от ЯТЦ.

1. Современная ТЭС в СССР потребляет в среднем 5 млн. т угля на 1 ГВт (эл.) · год [8]. Это означает, что поток топлива в УТЦ намного больше, чем в ЯТЦ: примерно в 40 раз на начальном этапе и в 20 000—135 000 раз на остальных этапах цикла.

2. При сжигании угля потребляется кислород и образуется большое количество газообразных летучих соединений, многие из которых не задерживаются системой очистки дымовых газов, например CO_2 , SO_2 , NO_x и др.

3. В угле содержатся многие вредные химические примеси, в частности токсичные металлы, которые после его сгорания переходят в отходы и могут стать источником загрязнения окружающей среды (данные о содержании ряда элементов в золе углей приведены в табл. 11.3).

Эти особенности и обуславливают большие различия между ЯТЦ и УТЦ как по расходу некоторых ресурсов, так и по загрязнению биосферы химическими веществами (табл. 11.2, 11.4 и 11.5). Для УТЦ приведен только основной источник химического загрязнения биосферы — газоаэрозольные выбросы ТЭС. По другим источникам — отходам при добыче, переработке угля и сточным водам ТЭС — трудно получить обобщающие данные: они в сильной степени зависят от конкретных условий производства, состава оборудования, свойств топлива, принятой системы водопользования и многих других факторов. По-видимому, при использовании современных природоохранных мер** (оборотных систем водопользования и т. п.) эти источники играют меньшую роль в загрязнении биосферы, чем газоаэрозольные выбросы ТЭС. В любом случае они только увеличат и без того огромную разницу по степени загрязнения биосферы химическими веществами между УТЦ и ЯТЦ.

* Понятие угольного топливного цикла введено по аналогии с открытым ЯТЦ.

** Без этих мер сточные воды УТЦ могут привести к серьезному химическому загрязнению окружающей среды.

Таблица 11.3. Среднее содержание (г/т) некоторых элементов в земной коре и в золе углей* [9—11]

Элемент	Земная кора	Зола	Элемент	Земная кора	Зола	Элемент	Земная кора	Зола
B	3	600	Be	6	300	Cd	0,13	5
Ge	7	100	Mo	1,1	200	Sc	22	60
As	1,7	500	Pb	16	100	Ni	58	700
U	2,5	400	Zn	83	200	V	150	2800
Co	18	300	Ag	0,07	2			

* Повышенное содержание в золе обусловлено избирательным извлечением этих элементов из почвы и минерализованных потоков корнями растений-углеобразователей.

Таблица 11.4. Расходы природных ресурсов на 1 ГВт (эл.)·год в ЯТЦ и УТЦ

Ресурс	ЯТЦ	УТЦ
Земля, га*	20—60 (50—200)**	100—400
Вода, 10 ⁶ м ³	32*** 1500*4	21*** 1000**4
Материалы (без топлива), 10 ³ т	16	12
Кислород из атмосферы, 10 ⁶ т	—	8,0

* Постоянно и временно отчуждаемые земли (без земельных территорий, занимаемых электрической станцией и водоемами-охладителями; данные для АЭС приведены в табл. 11.1); ТЭС мощностью 1 ГВт (эл.) занимает площадь в 120—160 га (без водоема-охладителя) [6].

** При содержании урана в руде примерно 1% и менее.

*** Безвозвратные потери.

*4 При прямоточном охлаждении конденсаторов электростанций [или ~ 50 и ~ 33 м³/с соответственно для «типичных» АЭС и ТЭС мощностью 1 ГВт (эл.)].

Таблица 11.5. Газоаэрозольные выбросы угольной ТЭС по данным Института биофизики Минздрава СССР и работы [9]

Вещество	Количество, т/[ГВт(эл.)·год]	Вещество	Количество, т/[ГВт(эл.)·год]
CO ₂	9·10 ⁶	Углеводороды	(1—10)·10 ²
SO ₂	(1—2)·10 ⁵	Фториды	~ 10 ²
Аэрозоли	(0,2—1,0)·10 ⁵	Токсичные металлы	10—20
NO _x	(1—10)·10 ⁴		

Примечания: 1. Радиоактивные выбросы — см. табл. 12.6. 2. Зольность угля 20%, улавливание золы 90—98%, содержание серы в угле 1,3—2,6%.

Следует отметить, что расход воды для охлаждения конденсаторов электрической станции, площадь водоема-охладителя и расход материалов без топлива в ЯТЦ примерно в 1,5 раза больше, чем в УТЦ.

В части 6 рассмотрено воздействие химического загрязнения окружающей среды в результате работы УТЦ на здоровье человека. Здесь приведен ряд примеров отрицательных последствий этого загрязнения для окружающей среды и отмечены некоторые его особенности.

Одним из наиболее опасных загрязнителей биосферы является SO_2 . Его присутствие в атмосфере даже при концентрации ниже ПДК для человека отрицательно влияет на растительность, особенно на хвойные породы деревьев. В районе расположения некоторых крупных ТЭС, работающих на угле с относительно большим содержанием серы, наблюдается гибель хвойных лесов. Вымываемая из атмосферы осадками SO_2 превращается в серную кислоту и окисляет воду рек и других водоемов. Это отрицательно сказывается на росте и развитии рыб. Другое отрицательное последствие выбросов SO_2 — коррозия металлов.

При выбросе через высокие трубы SO_2 может переноситься на большие расстояния — на многие сотни километров. Наиболее характерный пример — кислотное загрязнение водоемов в Скандинавских странах в результате выбросов SO_2 тепловыми станциями Великобритании и других европейских стран.

Воздействие УТЦ на биосферу характеризуется рядом эффектов глобального характера. Главный из них — нарушение теплового баланса Земли в результате выбросов в атмосферу CO_2 и пыли. Первый из этих загрязнителей атмосферы вызывает повышение температуры Земли за счет так называемого «парникового эффекта», второй — понижение температуры вследствие уменьшения прозрачности атмосферы. Пока эти эффекты малы. Однако при сохранении существующих темпов развития энергетики на органическом топливе, и при дисбалансе суммарного действия этих двух эффектов после 2000 г. можно ожидать значительного изменения средней температуры Земли [12—15].

Другой важный эффект глобального характера — большое потребление кислорода при сжигании органического топлива. К концу текущего столетия при минимально прогнозируемых темпах развития энергетики будет потребляться около 50 млрд. т кислорода, т. е. примерно $\frac{1}{5}$ часть его ежегодного воспроизводства в природе.

На основе анализа снеговых и ледниковых проб в ряде регионов мира, включая такие, как о. Гренландия и Антарктида, установлено повышение уровня выпадений Pb, Cd и ряда других металлов. Вряд ли есть основания сомневаться в роли, которую играет традиционная энергетика в подобном глобальном загрязнении биосферы, если принять во внимание наличие металлов в угле [16, 17]. В настоящее время угольные ТЭС выбрасывают в атмосферу больше некоторых токсичных металлов, чем их производит металлургия цветных металлов [9].

6

Влияние ядерного и угольного топливных циклов на здоровье человека

Часть

Выше уже было отмечено, что наряду с ядерной энергетикой наиболее перспективным видом энергетики с точки зрения обеспеченности технически и экономически доступными сырьевыми ресурсами является угольная. Для разработки планов и прогнозов в области энергетики важно оценить влияние разных ее отраслей не только на окружающую среду, но и на здоровье человека. В шестой части книги проводится сравнение топливных циклов ядерной и угольной энергетики по степени воздействия на здоровье человека. В этом сравнении учитываются все стадии цикла (не только работа АЭС или ТЭС) и все возможные факторы воздействия на здоровье персонала и населения: радиационное облучение, нерадиационное воздействие, влияние химических загрязнителей биосферы, несчастные случаи на производстве, профессиональные заболевания и пр.

Глава 12

Медицинские аспекты стоимости энергии

12.1. Проблемы риска преждевременной смерти

Человек постоянно подвергается риску воздействия неблагоприятных или даже несовместимых с жизнью факторов. Риск сопутствует человеку на производстве и в быту, при любом виде деятельности или даже при полной бездеятельности, поскольку последняя также может отрицательно сказаться на здоровье. Успехи, достигнутые в XX столетии по увеличению средней продолжительности жизни человека до 70 лет и более, стали возможными прежде всего благодаря тому, что научно-технический прогресс позволил определить роль и устранить воздействие ряда инфекционных и других факторов риска. Однако достигнутый уровень средней продолжительности жизни еще далеко не исчерпывает биологически обусловленных возможностей человека жить до 100—150 или даже до 200 лет.

Подобный разрыв объясняется тем, что человек продолжает подвергаться разного рода неблагоприятным воздействиям. Это различ-

ного рода несчастные случаи на производстве и в быту, последствия стрессовых нагрузок, ведущие к инфаркту миокарда и другим сердечно-сосудистым заболеваниям; воздействие неблагоприятных физических и химических факторов окружающей среды, в частности канцерогенных, способных вызывать рак; эффекты вредных привычек — курения, злоупотребления алкоголем; влияние переедания и неполноценного по составу питания; последствия недостаточно подвижного образа жизни; результат ошибок медицинской диагностики или невыполнения врачебных рекомендаций.

Объективная количественная оценка существующих факторов риска, сопутствующих современному человеку в быту и на производстве, необходима и обязательна для определения оптимальных путей дальнейшего прогресса в сохранении здоровья людей.

Роль некоторых важных современных факторов риска уже определена с той или иной степенью достоверности. Например, обширная статистика убеждает, что риск погибнуть в результате несчастного случая в сфере производства в промышленно развитых странах существенно меньше риска погибнуть в автомобильной катастрофе (лишь в США ежегодно гибнет на дорогах около 50 000 чел.). Имеются убедительные свидетельства того, что ущерб здоровью, обусловленный воздействием важнейших вредных производственных факторов, меньше, чем ущерб, обусловленный курением.

Многие виды риска, особенно из числа связанных с загрязнением окружающей среды, еще не поддаются оценке. Однако определяющая роль факторов окружающей среды в возникновении многих видов патологии у специалистов не вызывает сомнений. Становится общепризнанным мнение, что не существует способов получения энергии, не сопряженных с риском. Это утверждение справедливо и в отношении новых, нетрадиционных видов энергетики (солнечной, ветровой и др.), требующих производства и расходования большого количества металлов и других материалов, а также трудовых ресурсов.

В свете изложенного становится достаточно очевидной актуальность оценки риска и возможного ущерба здоровью, связанных с получением энергии в двух наиболее важных типах энергетики — угольной и ядерной.

12.2. Эффекты загрязнения окружающей среды

Энергетика является в настоящее время и, по-видимому, останется в ближайшем будущем одним из главных источников загрязнения окружающей среды. По мнению ряда специалистов, до 80% заболеваемости раком легких и многими другими формами рака обусловлено экзогенными факторами, среди которых заметную роль играют загрязнения биосферы [1—4]. Значительная часть веществ, загрязняющих атмосферу, в том числе выбрасываемых энергетическими предприятиями, обладает мутагенным и гонадотропным действием, т. е. способна

отражаться на здоровье потомства. В последние годы стал очевидным глобальный характер воздействия энергетики на окружающую среду и здоровье человека, в том числе и для альтернативных видов энергетики, и прежде всего энергетики на органическом топливе. Уже в ближайшие десятилетия мощности и выбросы энергетических предприятий, если не будут приняты соответствующие меры, могут возрасти настолько, что концентрации вредных веществ в биосфере могут возрасти до опасных значений.

Сказанное объясняет интерес к оценке не только экономической стоимости и конкурентоспособности различных способов производства энергии, но и к их относительной опасности для окружающей среды и здоровья человека. В общем виде задача сводится к тому, чтобы определить «цену» производства единицы энергии с помощью различных источников энергии в сопоставимых показателях ущерба для окружающей среды и здоровья человека, с тем чтобы облегчить создание оптимальной структуры энергетики.

Гигиеническая оценка разных типов энергетики сопряжена со многими сложностями, одна из которых заключается в том, что эффекты, вызываемые в организме человека воздействием энергетических производств различных типов, трудно сопоставимы. Многие виды воздействий количественно изучены недостаточно (например, эффекты, обусловленные воздействием сернистого ангидрида, окислов азота, пыли; связь между токсическими, в частности канцерогенными, веществами и заболеваемостью населения).

В последние несколько лет проведены исследования относительной опасности разных способов производства энергии. Однако в большинстве из них даны сравнительные оценки влияния выбросов только АЭС и станций на традиционном топливе. К тому же эти оценки даются лишь по отдельным компонентам выброса (естественным радионуклидам), а не по всей совокупности вредных веществ [5—10]. В отдельных более поздних работах предпринимается попытка дать оценку выбросам не только АЭС и ТЭС, но и других предприятий топливного цикла [11—16]. Однако и эти оценки неполны из-за учета только части компонентов вредных воздействий. В частности, они не позволяют количественно оценить вред химических компонентов выбросов, в том числе таких веществ, которые обладают канцерогенным действием.

Чрезвычайно важным моментом, как правило, упускаемым из виду при определении «цены» энергопроизводства, является ущерб для здоровья не только населения, но и персонала, обеспечивающего топливный цикл. Количество людей, занятых в энергетике, составляет существенную часть населения промышленно развитых стран. Так, в СССР численность рабочих и инженерно-технического персонала, занятого лишь добычей угля, составляет около 1 млн. чел. [17, 18]. На некоторых этапах энергетических циклов персонал подвергается воздействию ряда вредных производственных факторов. Ниже рассмотрены главные из них — риск несчастных случаев и профессиональные заболевания на основных этапах топливного цикла.

При сравнении ядерного и угольного топливных циклов обобщена имеющаяся отечественная и зарубежная информация, охарактеризованы неопределенности, с которыми приходится сталкиваться при гигиенической оценке разных типов энергетики, а также частично приведены ранее не публиковавшиеся данные обширных исследований, проведенных в Институте биофизики Минздрава СССР. На основании такого комплексного подхода дается оценка возможного ущерба для населения и персонала за счет ЯТЦ и УТЦ [11, 13] (см. также [16, 17] в гл. 14).

Выбор для сравнения циклов двух типов энергетики — ЯТЦ и УТЦ — обусловлен тем, что в ближайшие десятилетия они будут преобладающими способами производства энергии (см. гл. 1, а также [19, 20]). Прогнозирование, планирование развития и рациональное использование каждого из них в значительной степени зависят от объективной количественной оценки влияния этих отраслей энергетики на окружающую среду и здоровье человека.

Следует отметить, что во всех случаях, когда речь идет об ядерной энергетике и нет достаточно определенных данных, взята наиболее осторожная, т. е. наименее оптимистическая, оценка.

Все характеристики ущерба рассчитаны на единицу производимой энергии и иногда на год работы типичной электростанции мощностью 1 ГВт (эл.) (см. гл. 2). Ущерб для здоровья человека оценен по трем показателям:

1) число случаев преждевременной смерти (от рака в результате облучения персонала и населения; от профессиональных заболеваний, не связанных с облучением, — пневмокониозов и пылевых бронхитов у горнорабочих и персонала обогатительных фабрик; от несчастных случаев на разных стадиях топливного цикла; от рака, вызванного у населения химическими канцерогенами, содержащимися в выбросах угольных ТЭС);

2) потеря продолжительности жизни, чел-лет;

3) потеря трудоспособности, чел-лет.

При оценках последних двух показателей использованы следующие исходные данные. Потеря продолжительности жизни вследствие вредных воздействий на здоровье персонала принята равной: от смерти в результате ракового заболевания — 10 лет [21]; в результате вылеченного рака — 5 лет; от несчастного случая со смертельным исходом — 30 лет; за счет всех несмертельных случаев (травм), приходящихся на один смертельный несчастный случай, — дополнительно 30 лет; от профзаболевания с учетом относительно короткого срока развития и медленно прогрессирующего течения — 5 лет (см. [1] в гл. 13).

Для населения принято, что потери составляют в случае смерти от рака, вызванного облучением или химическими канцерогенами, 30 лет, от вылеченного рака 10 лет.

Потеря трудоспособности принята: а) у персонала в итоге вылеченного или приведшего к смерти рака — 5 лет; несчастных случаев со

смертельным исходом — 20 лет; всех несчастных несмертельных случаев, приходящихся на один смертельный, — 10 лет [21]; из-за профзаболевания — 5 лет; б) дл населения в случае смерти от рака — 20 лет, вылеченного рака — 5 лет.

Принято, что число заболевших раком относится к числу умерших как 1 : 1 (т. е. вылечивается 50% заболевших), за исключением рака легких, вызванного у населения химическими канцерогенами, содержащимися в выбросах ТЭС. В последнем случае ущерб от вылеченного рака не учитывался.

Глава 13

Воздействие ЯТЦ на здоровье человека

13.1. Основные факторы риска в ЯТЦ

Основными факторами, способными приносить ущерб в результате работы отдельных звеньев ЯТЦ, являются облучение персонала и населения, несчастные случаи с персоналом, профессиональные заболевания, не связанные с ионизирующим излучением. Необходимость учета всех указанных видов ущерба для определения «цены», которую общество платит за энергию, может быть проиллюстрирована следующим. Известно, что в странах с развитой угледобывающей промышленностью пневмокониозы* у шахтеров, добывающих уголь, ввиду характера течения этой болезни и большой ее распространенности, по мнению компетентных специалистов, представляют собой социальную проблему [1—4]. В то же время согласно материалам, обобщенным в Публикации 27 МКРЗ (см. [21] в гл. 12), в Великобритании в среднем по всем отраслям промышленности в год от несмертельных несчастных случаев теряется 20 млн. чел-дней и лишь 0,7 млн. чел-дней — от профзаболеваний. В большинстве отраслей промышленности (кроме угольной) профессиональные заболевания дают гораздо меньший вклад в общий ущерб здоровью, чем производственные травмы. Весьма важно, что различные отрасли производства резко отличаются по частоте, характеру и последствиям травм и профессиональных заболеваний. Так, в ФРГ в горнодобывающей промышленности на 160 случаев смерти от несчастных случаев зарегистрировано 75 случаев смерти от профзаболеваний. Последний показатель в 10 раз выше, чем в машиностроении и химической промышленности [5]. Работы по сравнению опасности ядерной и альтернативных типов энергетик, не учитывающие основных последствий производственной дея-

* Пневмокониоз — возникающее под влиянием пыли, накопленной в легких, постепенно развивающееся и медленно прогрессирующее заболевание, выраженные формы которого наблюдаются, как правило, у пожилых рабочих, техников, инженеров, постоянно работавших в условиях повышенной запыленности [1, 4, 7].

тельности и ограничивающиеся лишь эффектами облучения, не позволяют вынести объективные оценки.

В данной главе приводится оценка возможного суммарного ущерба для здоровья человека вследствие производства ядерной энергии в открытом ЯТЦ (его основные параметры приведены в гл. 2). При этом данные, оценивающие ущерб от несчастных случаев и профессиональных заболеваний нелучевой этиологии, характеризуют с той или иной погрешностью реально наблюдаемый ущерб, в то время как ущерб в результате облучения представляет собой по существу расчетные значения возможного максимального ущерба (см. часть 2).

13.2. Дозы облучения персонала и населения за счет ЯТЦ

Добыча урана. На стадии добычи урана основной вклад в коллективную дозу дает облучение персонала, работающего под землей. С поверхности рудника (из отвалов) в атмосферу на каждые 10^5 т добытой руды может поступать в год до 100 Ки ^{222}Rn , что не дает заметного вклада в облучение населения. Вентиляционные выбросы шахт также обуславливают поступление в атмосферу определенных количеств ^{222}Rn и его дочерних продуктов, однако эти количества практически не влияют на общее содержание указанных нуклидов в атмосфере, а обусловленные ими дозы облучения населения пренебрежимо малы [6]. Оценка дозовых нагрузок за счет добычи урана, приведенная ниже, основана на следующих предпосылках.

Потребность в природном уране в ЯТЦ составляет 244 т на 1 ГВт (эл.) · год (см. гл. 2). Для получения такого количества урана при его содержании в руде на уровне 0,2% требуется добыть в год 122 000 т руды. Согласно усредненным по всему миру данным рабочий в год добывает количество руды, адекватное 3 т урана [6].

Таким образом, для получения 1 ГВт (эл.) · год энергии требуется примерно 80 чел-лет работы по добыче руды. Руда, как известно, частично добывается в шахтах под землей, а частично путем открытых разработок. В последнем случае условия труда существенно лучше — меньше запыленность и загазованность воздуха, ниже дозовые нагрузки, а также риск несчастных случаев. В разных странах доли урана, добываемого под землей и с поверхности, неодинаковы. Например, в США в 1975 г. 60% руды добывалось открытым способом, а 40% — под землей; к 2000 г. ожидается обратное соотношение. С учетом более высокой производительности труда при открытых разработках, а также перспективы истощения запасов поверхностно залегающих руд можно принять, что 80% трудозатрат (64 чел-лет) падает на подземную добычу, а 20% (16 чел-лет) — на добычу с поверхности.

При добыче урана под землей основным дозообразующим фактором являются ^{222}Rn и его дочерние продукты, воздействующие на эпите-

лий бронхов. Концентрация ^{222}Rn $1 \cdot 10^{-10}$ Ки/л соответствует концентрации его дочерних продуктов $(3-5) \cdot 10^{-11}$ Ки/л [27, 28]. Для оценок радиационной опасности смеси Rn и его дочерних продуктов используется понятие рабочего уровня (РУ), который соответствует излучению $1,3 \cdot 10^5$ МэВ скрытой энергии α -частиц на 1 л воздуха. Концентрация ^{222}Rn , равная $1 \cdot 10^{-10}$ Ки/л в условиях равновесия с дочерними продуктами, соответствует 1 РУ. Работа в течение месяца (170 ч) при концентрации 1 РУ дает экспозиционную дозу в 1 РУМ — рабочий месячный уровень, соответствующий средней дозе на легочную ткань 0,5 сГр. С учетом реальных условий в шахтах при этом уровне доза облучения базального эпителия бронхов, ответственного за развитие рака, равна 1 сГр при дыхании носом и 2 сГр при дыхании ртом. Для перехода к эквивалентной дозе НКДАР рекомендует значение весового коэффициента для α -излучателей в воздухе шахт равным 5—10. Таким образом, 1 РУМ соответствует в среднем дозе на эпителий бронхов 1—1,5 сГр, или около 10 сЗв [6, 8].

Концентрация Rn в хорошо вентилируемых рудниках обычно не превышает $1,5 \cdot 10^{-10}$ Ки/л. Так, во Франции средние концентрации составляют 0,11 РУ, что соответствует 1,3 РУМ, или 1,5 сГр на эпителий бронхов в год. По данным НКДАР облучение легких у горняков составляет за год 1,3—1,9 РУМ, т. е. 1,5—2 сГр [6]. По данным за 7 лет, полученным на ряде рудников страны, среднегодовые концентрации ^{222}Rn там колебались в пределах $(1-1,5) \cdot 10^{-10}$ Ки/л, что соответствует дозе 1,3—1,5 РУМ, или около 1,8 сГр в год [7, 8]. Дозы, воздействующие на шахтеров-угольщиков, обычно на порядок ниже [9—14]. Таким образом, коллективная доза облучения подземных рабочих, обеспечивающих годовую работу номинальной АЭС, составляет

$$1,8 \times 65 \approx 1,2 \text{ чел-Гр.}$$

На открытых разработках облучение легких у рабочих примерно в 3 раза меньше, чем под землей, что дает коллективную дозу

$$0,6 \times 16 \approx 0,1 \text{ чел-Гр.}$$

Таким образом, суммарная коллективная доза облучения легких (базального эпителия бронхов) при добыче $1,2 \cdot 10^5$ т урановой руды, необходимой для выработки 1 ГВт (эл.) · год, составляет примерно 1,3 чел-Гр, или ≈ 8 чел-Зв. Эта доза при использовании взвешивающего фактора, равного 0,12, позволяет получить для расчета ущерба эффективную эквивалентную коллективную дозу около 1 чел-Зв.

Помимо Rn и его дочерних продуктов на рабочих урановых рудников воздействует внешнее γ -излучение. В среднем доза за счет этого облучения равна 1 Р в год под землей и около 0,5 Р в год на поверхности. Таким образом, коллективная доза на все тело, обусловленная внешним облучением, у подземных рабочих составляет 0,64 чел-Зв, а у надземных рабочих — 0,08 чел-Зв.

Общая эффективная эквивалентная доза за счет добычи урановой руды составляет примерно $1,7 \text{ чел-Зв} / [\text{ГВт (эл.)} \cdot \text{год}]$.

Переработка урановой руды и изготовление топлива. Эта операция, так же как и добыча U, не связана со сколько-нибудь существенным облучением населения. Коллективные дозы облучения персонала при переработке 10^5 т руды и изготовлении топлива из извлеченного из нее U примерно в 1,5 раза меньше, чем при добыче этого количества руды, и составляют около $1,1 \text{ чел-Зв}$.

Выработка энергии на АЭС. Дозы облучения персонала, работающего на АЭС, изучены достаточно хорошо. Средние годовые индивидуальные дозы на различных АЭС, как правило, не превышают $1,5 \text{ сЗв}$. Наибольший вклад в дозу дают ремонтные работы [15].

Согласно данным Научного комитета по действию атомной радиации при ООН (НКДАР ООН) коллективная доза облучения персонала составляет 10 чел-Зв на $1 \text{ ГВт (эл.)} \cdot \text{год}$. Основной вклад в дозу дает внешнее облучение. Таким образом, годовая коллективная доза при работе АЭС мощностью 1 ГВт (эл.) для персонала по тем же оценкам составляет около 8 чел-Зв . В СССР на АЭС с серийными реакторами ВВЭР-400 коллективная доза составляет около 2 чел-Зв , с первыми РБМК — $20 \text{ чел-Зв} / [\text{ГВт (эл.)} \cdot \text{год}]$; на последующих блоках эта доза ниже. В среднем по нашей стране для расчетов далее принята оценка, совпадающая с оценкой НКДАР [27].

В отличие от предыдущих стадий ЯТЦ при эксплуатации АЭС существенный вклад в коллективную дозу дает облучение населения. Согласно оценкам, приведенным в части 3 книги, коллективная региональная доза облучения населения за счет радиоактивных выбросов и сбросов АЭС не превышает $1 \text{ чел-Зв} / [\text{ГВт (эл.)} \cdot \text{год}]$ (для АЭС с реакторами типов ВВЭР и РБМК). Глобальные эффекты воздействия АЭС на население оцениваются дозой $0,6 \text{ чел-Зв} / [\text{ГВт (эл.)} \cdot \text{год}]$ (ожидаемая коллективная доза — в основном за счет выбросов ^{14}C). Следует отметить, что в докладе НКДАР для региональной дозы облучения приводится большее значение — $4 \text{ чел-Зв} / [\text{ГВт (эл.)} \cdot \text{год}]$. Это обусловлено тем, что она получена усреднением данных по всем действующим АЭС, в том числе по давно построенным. Их радиоактивные выбросы и соответственно дозы облучения населения в несколько раз больше, чем на современных серийных АЭС.

Регенерация топлива. На основе имеющегося опыта эксплуатации заводов по переработке топлива НКДАР ООН оценил коллективную дозу облучения всего тела для профессиональных работников равной 10 чел-Зв на $1 \text{ ГВт (эл.)} \cdot \text{год}$ [6].

Согласно данным, приведенным в части 3, облучение населения на этом этапе ЯТЦ характеризуется следующими значениями приведенной коллективной дозы: 2 — для региональных воздействий и $3,5 \text{ чел-Зв} / [\text{ГВт (эл.)} \cdot \text{год}]$ — ожидаемая доза [вследствие глобального воздействия].

Необходимо иметь в виду, что эти значения в будущем могут претерпеть некоторые изменения после накопления фактических дан-

ных по радиоактивным выбросам (сбросам) крупных заводов по переработке топлива и соответствующим им дозам облучения населения, а также в результате возможного изменения технологии обращения с газообразными радиоактивными отходами (в особенности с T , ^{14}C и ^{85}Kr).

Хранение и обезвреживание отходов. Коллективная доза облучения персонала, обеспечивающего удаление, хранение и захоронение радиоактивных отходов, по общепринятым оценкам пренебрежимо мала [0,01--0,03 чел-Зв на 1 ГВт (эл.) · год], вследствие чего ее можно отдельно не учитывать. Еще менее существен вклад этого этапа ЯТИЦ в облучение населения.

Транспортировка топлива и отходов. В ЯТИЦ не приходится иметь дела с перевозкой значительных грузов на большие расстояния. Проведенные оценки свидетельствуют о незначительном вкладе транспортных операций в коллективную дозу. Перевозка топлива к реактору и отходов АЭС к месту захоронения даст за год около 0,05 чел-Зв для персонала и еще меньше для населения. Коллективные дозы за счет перевозок при добыче и обогащении топлива и удаления отходов составляют сотые доли человеко-зиверт и при расчетах могут не приниматься во внимание.

Аварии. Практика эксплуатации реакторов свидетельствует о незначительном риске аварии, при которой существенная часть радиоактивных веществ, содержащихся в реакторе, была бы выброшена в окружающую среду. Специальные конструкторские решения, направленные на предупреждение аварии и выхода нуклидов в окружающую среду в случае, если она все же произойдет, делают подобные оптимистические оценки достаточно обоснованными (см. гл. 6).

Демонтаж реакторов. Предполагается, что после примерно 30 лет работы реактор может быть демонтирован. Воздействие при этом на население ожидается кратковременным и незначительным. Коллективная доза облучения персонала, по-видимому, составит 6-10 чел-Зв, или не более 0,4 чел-Зв на 1 ГВт (эл.) · год.

Исследовательские разработки. Создание и совершенствование предприятий ЯТИЦ требуют проведения исследовательских разработок, при которых персонал - научные сотрудники и инженерно-технический состав - подвергается облучению. Окружающая среда и население при этом затрагиваются в меньшей мере. Оценка доз за счет этих работ сопряжена с известными трудностями, поскольку сложно из всего комплекса исследовательских работ, связанных с облучением, выделить ту часть, которая относится лишь к ЯТИЦ. По данным НКДАР коллективная доза составляет 5 чел-Зв в результате облучения персонала и 0,1 чел-Зв вследствие облучения населения на 1 ГВт (эл.) × год.

Сводные данные о коллективных дозах, обусловленных ЯТИЦ, представлены в табл. 7.7.

13.3. Возможный ущерб здоровью персонала и населения от облучения при производстве ядерной энергии

При оценке ущерба здоровью человека в результате облучения при энергопроизводстве в ЯТЦ используются соотношения доза — эффект, полученные на основе концепции беспороговой линейной зависимости и дисконтированные ожидаемые дозы (см. гл. 3 и 7).

Риск возникновения злокачественных опухолей вследствие облучения, обусловленного работой предприятий ядерной энергетики, представлен в табл. 13.1. Данные этой таблицы позволяют оценить суммарный ущерб за счет всех этапов осуществления ЯТЦ, необходимых для получения 1 ГВт (эл.) · год. Приведенные в ней числа случаев смерти от раковых заболеваний следует увеличить примерно в 1,5 раза, чтобы получить возможный ущерб от всех последствий облучения — соматических и генетических. Нетрудно видеть, что полученный таким образом ущерб незначителен и составляет по стране 0,5 единичного случая на 1 ГВт (эл.) · год. В случае учета ожидаемых доз и наследственных дефектов у отдаленных потомков населения всего земного шара ущерб составит примерно 1 случай смерти и врожденных дефектов за ряд поколений на 1 ГВт (эл.) · год.

Общие потери, обусловленные радиационным фактором, которые выражают сокращением продолжительности жизни и периода трудоспособности, приведенные в табл. 13.1, не являются полными. Они

Таблица 13.1. Расчетные значения ущерба здоровью персонала и населения

Стадия ЯТЦ	Число случаев раковых заболеваний со смертельным исходом		
	Персонал	Население**	Всего
Добыча урана	0,02	~0	0,02
Переработка руды и изготовление топлива	0,01	~0	0,01
Получение энергии на АЭС	0,1	0,02	0,12
Регенерация топлива, удаление отходов	0,1	0,05	~0,15
Демонтаж реактора	0,003	~0	0,003
Исследовательские разработки	0,05	0,001	0,05
Всё стадии	~0,3	~0,07 (0,01)	~0,40 (0,32)

* При наличии неопределенностей в значении доз облучения ущерб рассчитан по наи-

** Для населения всего земного шара на основе расчета ожидаемой дозы. Для населения

*** С учетом случаев вылеченного рака.

не включают потерь, вызванных генетическими повреждениями, поскольку количественно оценить ущерб от этого вида повреждений затруднительно. По-видимому, общий ущерб с учетом этого фактора, а также облучения в результате аварий не превышает приведенного в табл. 13.1 более чем в 1,5—2 раза (см. гл. 3).

13.4. Ущерб в результате несчастных случаев с персоналом

Имеющиеся по разным странам данные показывают, что основное количество несчастных случаев происходит на этапе добычи руды, причем в рудниках в несколько раз чаще, чем при открытых разработках. Так, в США в 1964—1969 гг. на 10⁶ т добытой урановой руды в шахтах погибло 1,9 и было ранено 74 человека, на открытых разработках — соответственно 0,3 и 10,8 человека (см. [14] в гл. 12). Если для расчетов принять содержание U в руде 0,2%, потребность в U для производства 1 ГВт (эл.) · год 244 т, отношение добытой руды под землей и с поверхности 1 : 1, то окажется, что для производства 1 ГВт (эл.) · год требуется добыть в рудниках и карьерах по 61 000 т руды, что связано с риском 0,11 случая со смертельным исходом при работах под землей и 0,018 — в карьерах, а также 4,4 случая инвалидности при подземных работах и 0,65 — в карьерах. Таким образом, добыча урановой руды сопряжена с риском смерти от несчастного случая на уровне 0,13, ранений и инвалидности — на уровне 5 случаев на 1 ГВт (эл.) · год.

вследствие облучения при энергопроизводстве в ЯТЦ* [на 1 ГВт(эл.) · год]

Сокращение продолжительности жизни, чел-лет		Потеря трудоспособности, чел-лет		Общие потери, чел-лет	
Персонал	Население**	Персонал	Население**	Продолжительность жизни	Трудоспособность
0,2	~0	0,1	~0	0,2	0,01
0,1	~0	0,05	~0	0,1	0,05
1	0,6	0,5	0,4	1,6	0,9
1	1,5	0,5	1	2,5	1,5
0,03	~3	0,015	~0	0,03	0,015
0,5	0,03	0,25	0,02	0,5	0,3
~3,0	~2,0 (0,3)	1,5	~1,5 (0,2)	~5 ~8***	~3,0 ~4,0***

большему значению.
СССР ущерб примерно на порядок меньше (указан в скобках).

Смертность от несчастных случаев при добыче урановой руды в США несколько превышает аналогичные показатели при добыче угля или примерно равна им. Согласно обобщенным за 10 лет (1965—1974 гг.) данным по 28 странам смертность в угольной промышленности составляет один случай в год на 1000 работающих (см. [16] в гл. 12). Этот показатель и был принят при расчетах. Выше было определено, что для производства 1 ГВт (эл.) · год требуется 80 чел-лет работы по добыче руды. Таким образом, метод расчета с использованием данных по угольной промышленности также дает оценку порядка 0,1 случая смерти в год от несчастных случаев при горных работах.

Степень ущерба от несчастных случаев в показателях сокращения продолжительности жизни и трудоспособности, принятая для расчетов, была приведена выше (см. Введение к части 6). Здесь добавим, что ранения и инвалидность при авариях, по-видимому, также влияют на продолжительность жизни, что учтено в расчетах. Указанные оценки весьма приблизительны, однако в данном случае наличие даже ориентировочных оценок предпочтительнее их полного отсутствия, так как они позволяют прийти к более объективным выводам, чем без учета этих показателей.

Оценки ущерба, рассчитанные по приведенным данным на стадии добычи руды, отнесенные к 1 ГВт (эл.) · год, равны:

Сокращение продолжительности жизни, чел-лет:

от несчастных случаев со смертельным исходом	$30 \times 0,13 = 3,9$
от ранений	3,9

Всего 7,8

Потери трудоспособности, чел-лет:

от несчастных случаев со смертельным исходом	$20 \times 0,13 = 2,6$
от ранений	1,3

Всего 3,9

На стадии переработки руды и изготовления топлива количество несчастных случаев со смертельным исходом на единицу производимого топлива на два порядка меньше, чем при его добыче (см. [16] в гл. 12).

В отношении несчастных случаев, связанных с травмами от падений, ушибов, от ожогов и поражений электротоком, получение энергии на АЭС не является производством с высокой степенью опасности. Имеющиеся оценки риска по перечисленным и подобным видам несчастных случаев находятся на уровне 0,01 случая со смертельным исходом (соответствуют потере продолжительности жизни 0,3 чел-года, потере трудоспособности 0,2 чел-года). Эти показатели могут по различным странам и АЭС несколько изменяться, однако незначительно, поскольку они выведены на основе многочисленных статистических данных, а условия труда на АЭС в целом достаточно схожи.

Гораздо менее достоверны оценки возможных потерь от гипотетических катастрофических несчастных случаев. Согласно единичным

Таблица 13.2. Ущерб здоровью персонала, занятого в основных стадиях ЯТЦ, вследствие несчастных случаев на 1 ГВт(эл.)·год

Стадия топливного цикла	Несчастные случаи со смер- тельным исходом			Общие потери*, чел-лет	
	количество	потеря тру- доспособно- сти, чел-лет	потеря про- должитель- ности жизни, чел-лет	трудоспособ- ности	продолжи- тельности жизни
Добыча урана	0,13	2,6	3,9	3,9	7,8
Переработка руды и изготов- ление топлива	0,001	0,2	0,3	0,3	0,6
Выработка энергии на АЭС	0,11	2,2	3,3	3,3	6,6
Транспортировка топлива и отходов	0,01	0,2	0,3	0,3	0,66
Всего:	0,25	5,2	7,8	~ 8	~ 16

* С учетом несмертельных несчастных случаев.

оценкам, имеющимся в специальной литературе, этот риск случаев с летальным исходом принимается равным риску на стадии добычи топлива, т. е. составляет 0,1 случая, что соответствует потере 3 чел-лет продолжительности жизни и 2 чел-лет трудоспособности. Таким образом, при получении энергии на АЭС суммарные потери от несчастных случаев по продолжительности жизни составляют около 6,3 чел-лет, по трудоспособности — 17,2 чел-лет на 1 ГВт (эл.) · год.

Ущерб от несчастных случаев в результате транспортировки топлива и отходов определяется небольшим объемом подобных перевозок. Потери на железнодорожном транспорте на 1000 работающих согласно имеющимся в специальной литературе данным по 38 странам колеблются примерно в 20 раз — от 0,09 случая в год (Япония) до 1,9 (Гватемала) (см. [14] в гл. 12), в среднем же потери составляют 0,2—0,3 случая. Потери от перевозок топлива и отходов, обеспечивающих производство 1 ГВт (эл.) · год, оцениваются на уровне 0,01 случая с летальным исходом и 0,01 случая, завершающегося инвалидностью [6]. В свете данных о несчастных случаях с персоналом на железных дорогах мира подобные оценки представляются реальными или несколько завышенными. Таким образом, ущерб при транспортировке по показателю сокращения продолжительности жизни оценивается на уровне 0,33 чел-лет, от потери трудоспособности — 0,35 чел-лет на 1 ГВт (эл.) · год.

Суммарный ущерб от несчастных случаев в ЯТЦ на 1 ГВт (эл.) × × год представлен в табл. 13.2.

Из сравнения данных табл. 13.2 и 13.1 следует, что ущерб вследствие несчастных случаев с персоналом значительно превышает суммарный ущерб от всех видов радиационного воздействия на персонал и население, вместе взятых. Основной вклад в этот ущерб, как и следовало ожидать, дают несчастные случаи при добыче урановой руды (приводящие к ранению и инвалидности). Другие этапы ЯТЦ, не связанные с работой под землей, более благополучны. В сумме на всех этих стадиях ущерб от несчастных случаев в виде потери трудоспособности на 1 ГВт (эл.) · год составляет 8 чел-лет.

13.5. Профессиональные заболевания, не связанные с облучением

Основной вклад в профессиональную патологию дают работы по извлечению руды (подземные и в карьерах), а также по ее переработке. Главный вредный фактор на этого вида работах — пылевой. Длительное, в течение 15—20 лет, вдыхание больших количеств пыли может приводить к развитию так называемого пневмокониоза (см. начало гл. 12). В зависимости от состава пыли пневмокониозы разделяют на силикозы (возникают при воздействии пыли, содержащей большое количество двуокиси кремния), сидерозы, асбестозы, талькозы, антракозы и т. д. — при преобладании в пыли соответственно соединений железа, асбеста, талька, угля. Химический состав пыли предопределяет особенности клинического течения пневмокониозов. Так, силикозы протекают тяжелее, чем антракозы, вызываемые угольной пылью, чаще осложняются туберкулезом.

В результате специально предпринимаемых мер (совершенствования вентиляции, «влажного» бурения и т. п.) запыленность воздуха в рудниках, шахтах и на карьерах страны неуклонно снижается. Однако не везде еще требования санитарных органов и нормы безопасности выполняются постоянно и в требуемом объеме, в результате чего запыленность в ряде случаев превышает допустимую по санитарным нормативам. Сложность их соблюдения связана, в частности, с тем, что внедряемая новая, более производительная техника, как правило, в единицу времени производит больше не только руды, но и пыли, в результате чего прежних объемов вентиляции и мер безопасности оказывается недостаточно. Запыленность воздуха в карьерах, как правило, в несколько раз ниже, чем в рудниках и шахтах, однако и здесь работа механизмов и транспорта сопровождается значительным пылеобразованием.

Поскольку урановые руды чаще всего приурочены к твердым породам, содержащим кремний, основным видом пневмокониозов у горнорабочих является силикоз. Лица, у которых выявляется силикоз или любой другой вид пневмокониоза, переводятся на непылевую работу. Это, как правило, благоприятно сказывается на течении болезни. Однако при развившемся пневмокониозе болезнь может прогрессировать и в случае полного прекращения контакта с пылью. Пневмоконио-

зы часто осложняются хроническими бронхитами, астмой, эмфиземой. При силикозе нередко возникает так называемый силикотуберкулез, протекающий более тяжело, чем обычный туберкулез. Несмотря на большие достижения в изучении пневмокониозов, в их профилактике и лечении, эти заболевания до сих пор представляют собой профессиональную патологию большой социальной значимости [3]. Так, в США число больных пневмокониозами составляет до 1 млн. чел, от этого заболевания ежегодно умирает около 1500 чел. В Великобритании ежегодно регистрируется около 5000 новых заболеваний, а умирает от них около 1000 чел. в год [2] (см. также [6] в гл. 12). Широкое осуществление в СССР оздоровительных мероприятий позволило снизить заболеваемость пневмокониозами в горнорудной промышленности с 1948 по 1958 г. в 13,5 раза [4]. Эффективным средством профилактики пневмокониозов, позволившим добиться дальнейшего снижения их распространенности, послужило внедрение современных средств индивидуальной профилактики, прежде всего респираторов. Однако на ряде производств, в рудниках, карьерах продолжают выявляться отдельные случаи заболеваний [18, 19]. Вместе с тем возросло число пылевых бронхитов (см. [4] в гл. 14).

В странах с развитой горнорудной и угольной промышленностью пневмокониозы составляют более четверти случаев ежегодно регистрируемых профессиональных заболеваний. У шахтеров показатели частоты легочных болезней примерно в 5 раз выше, чем у населения (см. [16] в гл. 12). Весьма близко к пневмокониозам по этиологии, клиническим проявлениям и исходам примыкают пылевые бронхиты, как правило, сопутствующие пневмокониозам. Особенность течения пневмокониозов такова, что уже через 1—2 года после постановки диагноза у заболевших выявляются признаки легочной недостаточности [1, 4]. Осложнение пневмокониоза туберкулезом — основная причина смерти больных пневмокониозом горнорабочих в относительно молодом возрасте. Пневмокониоз и его осложнения в шахтах и карьерах, неблагоприятных по запыленности, могут в значительной мере сокращать продолжительность профессиональной трудоспособности горнорабочих основных профессий [17, 19—23]. Из данных о продолжительности латентного периода и специфики течения пневмокониозов следует, что эти профессиональные респираторные заболевания нераковой этиологии могут давать среднее сокращение продолжительности жизни у заболевшего и срока трудоспособности около 5 лет.

Имеющиеся статистические данные по горнорудной промышленности ряда стран о риске заболеваний и преждевременной смерти за счет пылевого фактора колеблются от 1 до 4 случаев на 1000 чел-лет среди подземных рабочих и от 0,5 до 2 случаев — среди рабочих карьеров. Существенно варьируют и показатели заболеваемости внутри отдельных стран на различных рудниках и карьерах в зависимости, прежде всего, от местных геологических условий, а также от организации труда и мер безопасности. По-видимому, серьезное значение имеют физические и химические свойства пыли, в частности

примеси микроэлементов. В среднем для горнорабочих урановых рудников и карьеров риск за счет пылевого фактора может быть принят на уровне 3 и 1 случаев смерти на 1000 чел-лет работы в рудниках и карьерах соответственно, или, с учетом доли руды, добываемой под землей и на поверхности, в среднем 1,5 случая на 1000 чел-лет.

Исходя из необходимости затраты 80 чел-лет работы горнорабочих на производство 1 ГВт (эл.) · год, ущерб персоналу от профессиональных респираторных заболеваний определяется величиной

$$1,5 \text{ случая} \times 80 \text{ чел-лет} / 1000 \text{ чел-лет} = 0,12 \text{ случая.}$$

Отсюда потери в ЯТЦ в результате профессиональных респираторных заболеваний на стадии добычи руды по показателям продолжительности жизни и трудоспособности составляют на 1 ГВт (эл.) · год

$$0,12 \text{ случая} \times 5 \text{ лет} = 0,6 \text{ чел-лет.}$$

Следует сказать, что легочные заболевания — главный, но не единственный вид профессиональной патологии горнорабочих. Заметное место в ней занимают также вибрационная болезнь и бурситы [40, 45], которые, не вызывая тяжелых последствий, непосредственно ведущих к преждевременной смерти, часто являются причиной инвалидности. Частота этих заболеваний примерно совпадает с частотой пневмокониозов и составляет около 1,5 случая на 1000 чел-лет работы, или 0,12 случая на 1 ГВт (эл.) · год. При прогрессировании эти заболевания приводят к инвалидности, что ведет к преждевременной, примерно на 5 лет, потере трудоспособности. Таким образом, потери трудоспособности от прочих, нелегочных, профзаболеваний горняков также составляют около 0,6 чел-года на 1 ГВт (эл.) · год.

Заболевания пневмокониозом могут встречаться не только при добыче урановой руды, но также при ее переработке. Запыленность воздуха при измельчении руды значительна, однако трудоемкость этих операций ниже, чем при добыче руды. В результате можно полагать, что дополнительный ущерб от пневмокониозов и профессиональных респираторных заболеваний в целом составит на стадии переработки руды примерно 1/4 ущерба на стадии ее добычи, т. е. 0,15 чел-лет продолжительности жизни и потери трудоспособности на 1 ГВт (эл.) · год.

Профессиональные заболевания, не связанные с облучением или вдыханием пыли, встречаются на многих стадиях ЯТЦ, однако они не дают столь заметного вклада в общий ущерб здоровью. Специфический характер имеет проблема профессионального воздействия большого нервно-эмоционального напряжения на операторов центрального пульта управления АЭС. Оценивать ущерб от подобного рода воздействий пока мы не умеем, однако представляется вероятным, что, по сравнению с воздействием пылевых факторов на горнорабочих он незначителен и может не учитываться в рамках наших расчетов.

13.6. Общий ущерб от ЯТЦ здоровью персонала и населения

Данные об ущербе здоровью персонала, обусловленном профессиональными факторами нерадиационной этиологии, обобщены в табл. 13.3 (без учета несчастных случаев). Что касается населения, то нерадиационные (химические и пылевые) факторы не имеют практического значения при получении ядерной энергии (если не считать воздействия выбросов вспомогательных ТЭС, работающих на органическом топливе).

В табл. 13.4 приведены сводные данные по общему ущербу для персонала и населения от ЯТЦ в целом. Потери вследствие инвалидности, возможно, несколько завышены, поскольку при этих расчетах все случаи регистрируемых ранений считались приводящими к инвалидности, в то время как часть из них могла вызывать временную утрату

Таблица 13.3. Возможный ущерб здоровью работников ЯТЦ, обусловленный профессиональными факторами нерадиационной этиологии, на 1 ГВт(эл.) год

Стадия ЯТЦ	Пневмокониозы, пылевой бронхит			Вибрационная болезнь и бурситы	Общий ущерб		
	Преждевременная смерть, число случаев	Потери трудоспособности, чел.-лет	Сокращение продолжительности жизни, чел.-лет		Преждевременная смерть, число случаев	Потери трудоспособности, чел.-лет	Сокращение продолжительности жизни, чел.-лет
Добыча урановой руды	0,12	0,6	0,6	0,6	0,12	1,2	0,6
Переработка руды	0,03	0,15	0,15	—	0,03	0,15	0,15
Всего	0,15	~0,8	~0,8	0,6	0,15	~1,4	~0,8

Таблица 13.4. Возможный общий ущерб для здоровья персонала и населения, обусловленный воздействиями всех этапов ЯТЦ, на 1 ГВт(эл.) год

Вид ущерба	Причина ущерба					
	Облучение			Несчастные случаи на производстве	Профзаболеваний нерадиационной этиологии	Все причины
	персонала	населения	всего			
Риск преждевременной смерти, число случаев	0,3	0,07	~0,4	0,25	0,15	~1
Сокращение продолжительности жизни, чел.-лет	3	2	5	16	0,8	~20
Потеря трудоспособности, чел.-лет	1,5	1,5	3	8,0	1,4	~10

нетрудоспособности. Данные таблицы позволяют заключить, что при определении «цены» энергии (по всем показателям ущерба для здоровья) облучением обусловлена примерно половина полного ущерба. Профессиональные заболевания нерадикационной этиологии (в основном пневмокониозы) обуславливают около 1/6 всех возможных случаев преждевременной смерти. В целом ущерб здоровью персонала ЯТЦ не отличается от аналогичных данных по многим другим отраслям производственной деятельности человека (см. [16] в гл. 12).

Глава 14

Воздействие на здоровье персонала и населения за счет угольного топливного цикла

14.1. Общие воздействующие факторы

При получении энергии в УТЦ спектр факторов, действующих на персонал и население, а также масштабы их воздействия значительно шире и многообразнее, чем в ЯТЦ. Действие ряда факторов до сих пор изучено недостаточно, и количественная оценка их эффектов затруднена или невозможна. Многие вещества, например органические соединения, образующиеся при сжигании угля и особенно при его превращении в жидкое или газообразное топливо, остаются даже неидентифицированными. Однако в отличие от ядерной энергетики угольная имеет значительный «стаж», и потому при оценке ряда ее эффектов существует больше определенности.

В УТЦ основное воздействие на население обусловлено выбросами в атмосферу на этапе использования, т. е. сжигания, топлива. Остальные этапы цикла обуславливают воздействие главным образом на персонал, занятый добычей, переработкой и транспортировкой топлива.

14.2. Эффекты облучения персонала и населения естественными радионуклидами

Один из относительно малозначащих факторов воздействия УТЦ на персонал и население — радиационный. Облучение персонала происходит главным образом при добыче угля в шахтах, а населения — в результате выбросов продуктов сгорания угольными ТЭС.

Облучение при добыче угля. Согласно многочисленным измерениям содержание ^{222}Rn и его дочерних продуктов в угольных шахтах колеблется в пределах двух и даже трех порядков величины (см. [11—14] в гл. 13). Средняя концентрация выше, чем на поверхности, однако она примерно на порядок ниже, чем в урановых рудниках, т. е. находится на уровне $1 \cdot 10^{-11}$ Ки/л. Имеются данные, указывающие на наличие

повышенных количеств дочерних продуктов Rn (^{210}Pb и ^{210}Po) в выделениях (моче, кале) у шахтеров. По сравнению с соответствующими показателями у рабочих на поверхности они в 3—5 раз больше (см. [31, 34] в гл. 12). В среднем годовая доза облучения базального эпителия бронхов у шахтеров-угольщиков составляет около 1,8 мГр. В СССР соотношение энергетических углей, добытых в шахтах и разрезах, составляет 60 : 40 (см. [17] в гл. 12), производительность труда подземного рабочего — 800 т в год, а рабочего на открытых разработках — 3200 т в год (см. [18] в гл. 12). Таким образом, из 4 млн. т угля (при зольности 25—37%), потребного для обеспечения номинальной ТЭС мощностью 1 ГВт (эл.) в течение года, 2,4 млн. т будет добыто подземлей, на что потребуется $2,4 \cdot 10^6 : 800 = 3000$ чел-лет работы. Это соответствует коллективной дозе облучения легких подземных рабочих $\sim 5,4$ чел-Гр, или ~ 38 чел-Зв. Эффективная эквивалентная доза облучения подземных рабочих составит $38 \times 0,12 \approx 4,5$ чел-Зв. Облучение легких у рабочих угольных разрезов дает лишь незначительную прибавку к указанному значению, которой можно пренебречь.

Внешнее облучение в угольных шахтах — также весьма изменчивый показатель. Уровни облучения в шахтах, отличающихся низким содержанием Rn, варьируют в пределах 10—75 мкР/ч, причем нижние значения отвечают шахтам с концентрацией Rn 10^{-15} Ки/л, а верхние — 10^{-11} Ки/л (см. [14] в гл. 13). Для разных шахт соотношения между концентрацией Rn и мощностью дозы внешнего облучения не всегда совпадают. Если принять, что мощность дозы внешнего облучения в шахтах составляет 50 мкР/ч (т. е. на 40 мкР/ч больше, чем на поверхности), то при 40-часовой рабочей неделе доза облучения подземных рабочих за год составит 80 мР, т. е. на порядок с лишним ниже, чем у рабочих урановых рудников, а коллективная эффективная эквивалентная доза при этом будет равна 2,4 чел-Зв. Облучением рабочих в карьерах, очевидно, можно пренебречь. Таким образом, суммарная коллективная доза облучения шахтеров, обеспечивающих углем работу номинальной ТЭС в течение года, составляет ≈ 7 чел-Зв. Эта доза превышает суммарную дозу облучения горнорабочих урановой промышленности, обеспечивающих работу номинальной АЭС, примерно в 4 раза. Риск преждевременной смерти от рака при этом составляет 0,09 случая в год. Этот риск крайне незначителен, однако он превышает соответственно в 4 раза риск за счет облучения на аналогичном этапе ЯТЦ.

На первый взгляд представляется парадоксальным, что коллективная доза облучения шахтеров в 4 раза выше, чем доза облучения горнорабочих урановой промышленности (в расчете на единицу производимой энергии). Однако если принять во внимание, что концентрации радионуклидов в воздухе угольных шахт примерно в 10 раз ниже, чем в воздухе урановых, а количество потребного угля (4 млн. т) в 40 раз больше потребного количества урановой руды (10^5 т), полученный результат представляется вполне закономерным.

Следует добавить, что имеются отдельные сообщения о повышенной (в 10 раз по сравнению с контролем) заболеваемости раком легких шахтеров некоторых бассейнов [11]. Все дополнительные случаи рака легких шахтеров таких бассейнов, очевидно, нельзя относить за счет облучения, поскольку канцерогенные вещества могут содержаться в пыли или воздухе, если в нем присутствуют продукты сгорания топлива, образующиеся при работе двигателей. Однако большая часть исследователей не отмечает повышенной заболеваемости шахтеров раком легких; это, возможно, обусловлено тем, что шахтеры, подвергшиеся наибольшему воздействию ^{222}Rn и пыли, умирают от пневмокониоза или других причин до того, как у них успевает развиться злокачественная опухоль. Во всяком случае, радиационно-обусловленный рак легких у шахтеров-угольщиков не является ведущим видом профессиональной патологии.

Облучение населения, обусловленное выбросами ТЭС. За последние 10 лет появился ряд работ, посвященных оценке дозовых нагрузок, обусловленных выбросами электростанциями естественных радионуклидов, содержащихся в угле. Однако, как уже было отмечено, в опубликованных работах, как правило, рассматривается воздействие отдельных нуклидов и не содержится полной характеристики радиационного воздействия ТЭС на население, сами полученные оценки весьма разноречивы. В этих работах часто отражены специфические для данной страны или станции параметры — состав угля, способы его переработки и сжигания, применяемые очистные сооружения и т. д. Ниже приведены результаты расчетов, отражающие более или менее типичные для СССР условия, оговоренные частично выше (см. гл. 11). В качестве исходных для расчета были приняты следующие данные: задержка золы на номинальной ТЭС составляет 90%*, суммарный выброс золы — около 10^5 т в год (см. [13] в гл. 12). Содержание естественных радиоактивных нуклидов [13] (ЕРН) в наиболее распространенных в нашей стране типах углей представлено в табл. 14.1 в сравнении с данными по некоторым зарубежным углям. В дальнейших расчетах было принято, что станция проработала 20 лет на постоянной мощности; при оценке доз облучения населения рассматривалась площадь 1000 км^2 в районе электростанции.

Выпадающие ЕРН включаются в биологические цепи и поступают в организм человека с пищевыми продуктами, вдыхаемым воздухом и питьевой водой. Растворимость угольной золы, которая определяет биологическую доступность содержащихся в ней радионуклидов, достигает 40% в 1 н. растворе HCl . В расчете принята максимальная растворимость 100%. Расчет загрязненности пищевого рациона выполнен по линейной модели.

Выбросы ЕРН типовой ТЭС и накопление их в почве приведены в табл. 14.2.

* Проектная эффективность очистки на большей части современных отечественных ТЭС равна 98,5%.

Т а б л и ц а 14.1. Содержание ЕРН в угле и летящей золе, пКи/г*

Нуклид	Уголь донецкий, кузнецкий**, (см. [11] в гл. 12)	Зола донецкого угля** (см. [11] в гл. 12)	Уголь (Польша) (см. [8] в гл. 12)	Зола (США) (см. [6, 7] в гл. 12)
²²⁶ Ra	0,5—2,9	5,0	0,4—2,4	4,0
²²⁸ Ra	—	3,3	—	2,5
²³² Th	—	2,3—8,7	—	2,6
⁴⁰ K	—	46—60	—	—
²²² Rn	0,3—2,0	—	—	—
²¹⁰ Po	0,2—14	12	—	—

* Содержание некоторых ЕРН в мелкодисперсной (неулавливаемой) фракции золы может быть в несколько раз выше указанных значений из-за обогащения этих фракций в процессе сгорания.

** Данные Запорожской областной санэпидстанции и Института биофизики Минздрава СССР.

Т а б л и ц а 14.2. Выбросы ЕРН, накопление на почве и их содержание в атмосфере в районе расположения номинальной ТЭС мощностью 1 ГВт (эл.)

Параметр	²²⁶ Ra	²²⁸ Ra	²¹⁰ Pb*	²¹⁰ Po	²³² Th	⁴⁰ K
Годовой выброс, Ки	0,53	0,3	2,2	2,0	0,53	5,3
Накопление на почве, Ки	10,5	2,5	31	19	—	105
Плотность загрязнения территории, мКи/км ²	10,5	2,5	31	19,0	—	105
Концентрация в воздухе, 10 ⁻¹⁸ Ки/л	1,7	1,1	4,0	3,9	1,7	—

* При расчете образования ²¹⁰Po из ²²²Rn принято, что весь Rn, содержащийся в угле, поступает в атмосферу, хотя имеются данные, что улавливаемая зола удерживает 30% Rn.

При отсутствии выпадений из атмосферы отношение активностей различных радионуклидов в радионе и почве характеризует коэффициент почвенного загрязнения. Для оценки коэффициентов воздушного загрязнения использованы результаты, полученные в Институте биофизики Минздрава СССР для ⁹⁰Sr глобального происхождения, согласно которым воздушные коэффициенты в 10—20 раз больше почвенных. В расчетах использовались также наблюдаемые в естественных условиях соотношения между поступлением различных ЕРН и накоплением их в организме человека. Оценивалось содержание ЕРН в организме человека в предположении, что 20-летний период загрязнения окружающей среды создает условия, близкие к естественным.

При оценке концентрации ЕРН в воздухе принято, что вся выбрасываемая зола оседает равномерно на рассматриваемой территории с постоянной скоростью 0,01 м/с.

Таблица 14.3. Средние индивидуальные дозы облучения за счет основных ЕРН в районе расположения номинальной ТЭС мощностью 1 ГВт (эл.), мкЗв/год (см. [11, 13] в гл. 12)

Облучаемый орган	^{226}Ra	^{228}Ra	^{210}Pb	^{210}Po	^{232}Th	^{40}K	Сумма
Костная ткань	7,4	$1,7 \cdot 10^{-2}$	19,3	930	—	4,5	1140
Костный мозг	0,5	$5,3 \cdot 10^{-3}$	1,9	120	—	4,5	14,5
Легкие	7,1	1	14,4	8,8	380	4,5	420
Все тело	—	—	—	—	—	5,3	5

Таблица 14.4. Индивидуальные и коллективные дозы облучения населения естественными радионуклидами, содержащимися в выбросах номинальной ТЭС мощностью 1 ГВт(эл.), за год

Облучаемый орган	Вблизи станций, мЗв	Все население		
		Индивидуальная доза, 10^{-6} мкЗв	Коллективная доза, чел·Зв	Эффективная коллективная доза, чел·Зв
Костная ткань	1,14	200	52,5	0,15
Костный мозг	0,15	28	7	0,83
Легкие	0,42	78	19,5	2,3
Все тело	0,0053	0,9	0,15	0,15
Всего				3,5

В природе ^{40}K всегда сопутствует стабильному К, накопление которого в организме находится под контролем гомеостатических механизмов. Следовательно, и поступление ^{40}K ограничено физиологическими потребностями организма в калии. Поэтому этот нуклид рассматривается только как источник внешнего облучения. Не учитывается также поступление ^{232}Th по пищевой цепи вследствие его чрезвычайно низкой всасываемости из желудочно-кишечного тракта. При облучении внутренних органов внешними источниками коэффициент экранирования принимался равным 0,8.

Результаты расчетов представлены в табл. 14.3. Видно, что основной вклад в облучение костной ткани и костного мозга дает ^{210}Po , а доза в легких практически полностью обусловлена ^{232}Th . Средние индивидуальные дозы облучения населения всей страны, обусловленные выбросами ТЭС, с учетом размеров загрязняемой территории приблизительно в 5500 раз меньше, чем в районе размещения ТЭС.

В табл. 14.4 обобщены данные по облучению населения, проживающего вблизи ТЭС, за счет выбросов. Кроме того, рассчитаны дозы для населения в целом при условии диспергирования выбросов по всей территории СССР, используемой для сельского хозяйства (5,4 млн. км²). Это может приводить к несколько завышенным (в 2—3 раза) оценкам доз, так как часть выпадений приходится на площади, не используемые в сельскохозяйственном производстве, причем на этих площадях часть их фиксируется.

Можно констатировать, что эффективная эквивалентная доза облучения населения за счет выбросов угольной ТЭС существенно превышает дозу за счет выбросов АЭС аналогичной мощности. Даже если реальную эффективность очистки дымовых выбросов от золы принять равной 98,5%, как это имеет место на некоторых современных угольных ТЭС, то и в этом случае доза, обусловленная ЕРП в выбросах, превысит аналогичную дозу, полученную населением вблизи современных АЭС с реакторами РБМК, примерно в 5 раз, а с реакторами ВВЭР-440 — в 40 раз (см. [12] в гл. 4).

Интересно сопоставить полученные данные с зарубежными. В ряде работ указывается, что облучение за счет ТЭС превышает дозы за счет АЭС в сотни раз (см. [5—9] в гл. 12), в других работах, напротив, отмечается разница не в пользу АЭС (см. [10] в гл. 12). Такое большое различие в результатах работ в значительной степени связано, помимо указанных выше причин, с тем, что выбросы действующих зарубежных АЭС (с реакторами разного типа, «старых» и «новых» и т. п.) и соответствующие дозы облучения могут отличаться друг от друга на несколько порядков (см. [6] в гл. 13). Кроме того, крайние оценки были получены при неполном учете дозы за счет АЭС, а также в случаях, когда сопоставлялись неадекватные дозы (например, доза облучения всего тела за счет АЭС и доза облучения костных тканей за счет ТЭС) (см. [5] в гл. 12), но не применялось понятие эффективной эквивалентной дозы, позволяющее получить объективные значения риска, пригодные для сравнения.

Сопоставляя полученные значения (табл. 14.4) с оценками, выполненными за рубежом, можно отметить, что они находятся между крайними значениями, но несколько ближе к данным исследователей, которые не отметили слишком большой разницы в значимости радиационного фактора ТЭС и АЭС. Оценки, различающиеся не более чем в 2—50 раз «в пользу» АЭС, представляются наиболее убедительными.

В последние годы исследователи чаще всего приходят именно к таким оценкам, которые ранее были получены в СССР (см. [11, 13] в гл. 12), или же к оценкам, в которых дозы от выбросов ТЭС несколько ниже. Это закономерно, если учесть более высокую, чем в США, зольность углей, используемых в СССР.

Риск дополнительного количества смертей от радиационно-индуцированных злокачественных новообразований, рассчитанный выше для принятых нами условий в СССР, составляет для номинальной ТЭС 0,044 случая в год. Суммарный риск для персонала и населения от ра-

диационного фактора, сопутствующего получению электроэнергии в УТЦ, составляет $0,09 + 0,044 = 0,134$ случая в год, или 0,17 случая на 1 ГВт (эл.) · год, т. е. около 23% общего риска, обусловленного облучением персонала и населения в результате работы предприятий ЯТЦ.

Следует отметить, что в обоих случаях — и в ЯТЦ, и в УТЦ — риск, обусловленный радиационным фактором, на фоне спонтанной смертности от рака, составляющей в большинстве стран около 1500 случаев в год на 1 млн. населения, представляется крайне незначительным.

14.3. Ущерб от несчастных случаев в УТЦ

Ряд этапов УТЦ, например переработка угля и сжигание его на ТЭС, по частоте несчастных случаев не выделяется среди других видов промышленной деятельности. Два этапа — добыча угля и его транспортировка — дают основной вклад в ущерб данного вида и заслуживают более детального рассмотрения. Крупные катастрофы, аварии и другие несчастные случаи на шахтах, некогда бывшие чем-то обычным, в годы советской власти благодаря принятой в стране системе законодательных и организационных мер постепенно стали редкостью. Тем не менее несчастные случаи на шахтах и ныне делают профессию шахтера одной из наиболее опасных.

Добыча угля. Данные о частоте несчастных случаев в угольных шахтах ряда стран за десятилетний период (с 1968 по 1977 г.) показывают, что она различается по отдельным государствам более чем в 10 раз (например, от 0,36 в год на 1000 работающих в среднем за десятилетие в Великобритании до 4,0 за этот же период в Турции). В Венгрии, Чехословакии в указанный период показатель составлял 0,39—0,45, а в США, Канаде, Японии — 1,53; 1,90 и 1,65 соответственно. Средний показатель за указанный период по 11 странам равен 1,35 (в промышленности этот показатель по 34 странам в среднем составляет 0,22, в строительстве — 0,74) [2] (см. также [14] в гл. 12 и [5] в гл. 13). Опубликованы также статистические данные последних лет по 28 странам, средний показатель для которых составляет 1 несчастный случай в год на 1000 работающих (см. [16] в гл. 12). Используя последний показатель и принятые выше параметры для УТЦ, получаем для работы номинальной ТЭС в течение года (требуется 4 млн. т угля, из них 2,4 млн. т добыто под землей) следующий вывод. При производительности шахтера 800 т в год требуется 3000 чел-лет, что адекватно риску 3 случаев смерти от несчастных случаев под землей. Добыча в разрезах 1,6 млн. т, требующая 500 чел-лет работы, при показателе смертей от несчастных случаев, вдвое меньшем, чем в шахтах (0,5 на 1000), дает еще 0,25 случая смерти. Всего же на стадии добычи угля риск составляет 3,25 случая смерти на год работы номинальной ТЭС, по показателю сокращения продолжительности жизни — 97,5 чел-лет.

Потери по показателю трудоспособности за счет несчастных случаев со смертельным исходом равны $3,25 \times 20 = 65$ чел-лет.

Несчастные случаи в ЯТЦ на стадии добычи урановой руды (см. табл. 13.3) дают около 0,1 случая смерти на год работы номинальной АЭС, т. е. в 33 раза меньше смертельных исходов, чем при обеспечении аналогичного производства электроэнергии в УТЦ на стадии добычи угля.

Выше было отмечено, что в УТЦ объем угля, извлекаемого из недр для обеспечения работы номинальной ТЭС в течение года, должен быть примерно в 40 раз больше, чем объем извлекаемой урановой руды. Это обстоятельство подтверждает достоверность приведенных выше результатов расчетов риска от несчастных случаев в сравниваемых типах энергетики.

Транспортировка угля. В отличие от ЯТЦ в УТЦ перевозки играют значительную роль. В Советском Союзе около 20% всех перевозок железнодорожного транспорта приходится на перевозки угля, причем на железные дороги в начале 70-х годов приходилось более 70% общего грузооборота. В 1970 г. грузооборот железных дорог составил 2495 млрд. т · км, объем перевозок — 2896 млн. т при средней дальности перевозок 861 км [3]. В начале 70-х годов для энергетических целей использовалось 270 млн. т угля, что составило 10% всего грузооборота железнодорожного транспорта.

В начале 70-х годов из 6,3 млн. рабочих, занятых в стране на транспорте (все виды) [3], перевозками угля было занято около 0,3 млн. чел, а обеспечение углем номинальной ТЭС в течение года требует участия в перевозках около 3 тыс. чел. Работа на железнодорожном транспорте относится к видам деятельности, связанным с повышенной степенью риска. Так, число несчастных случаев со смертельным исходом на железных дорогах 19 стран мира в среднем в год за десятилетие с 1968 по 1977 г. составило 0,42 на 1000 работающих (см. [14] в гл. 12 и [5] в гл. 13), отношение числа несчастных случаев, приведших к инвалидности, к числу случаев, закончившихся смертью, составляет примерно 1 : 1. Таким образом, в результате перевозок угля для обеспечения номинальной ТЭС топливом в течение года можно ожидать примерно 1,26 несчастных случаев со смертельным исходом и столько же случаев инвалидности. По показателю сокращения продолжительности жизни и потери трудоспособности этот ущерб адекватен примерно 35 и 25 чел-годам соответственно.

Таким образом, общие потери от несчастных случаев на этапах добычи и транспортировки топлива в УТЦ за год работы номинальной ТЭС составляют:

Смертельный исход, число случаев	4,5
Сокращение продолжительности жизни, чел-лет:	
от несчастных случаев со смертельным исходом	135
от ранений и инвалидности	135
Всего	270

Потери трудоспособности, чел.-лет:	
от смертельных исходов	90
от ранений и инвалидности	45
Всего	135

14.4. Ущерб здоровью персонала и населения от нерадиационных воздействий

С точки зрения воздействия на здоровье к наиболее важным этапам УТЦ относятся добыча угля, его переработка (для персонала) и сжигание угля на ТЭС (для населения). Влияние других этапов УТЦ на общественное здоровье пренебрежимо мало.

Воздействие на персонал при добыче угля. Основной вредный фактор для здоровья человека при подземной и, в меньшей мере, при поверхностной добыче угля, как и при добыче урановой руды, — пыль. Выше уже говорилось о патологии, которая может возникать при длительном вдыхании больших количеств пыли. Наиболее опасный из макрокомпонентов пыли — кремнезем, окись кремния [4] (см. также [1, 4] в гл. 13), которая активно воздействует на легочную ткань, вызывая силикоз. Патоморфологическая основа этого заболевания — гибель специфических клеток легкого, осуществляющих функции дыхания, и их замещение соединительной тканью (такой процесс называется фиброзом, уплотнением). Фиброгенная активность угольной пыли меньше, однако концентрация этой пыли в воздухе шахт и разрезов, как правило, выше, чем при добыче урановой руды. Кроме того, угольная пыль практически всегда содержит в виде примеси то или иное количество свободной двуокиси кремния. В результате примерно половина шахтеров, болеющих пневмокониозом, имеет признаки антракоза, а другая половина — силикоантракоза. Несмотря на то что антракоз — один из наиболее благоприятно протекающих пневмокониозов, ему присущи основные свойства этой группы заболеваний: возникновение спустя 15—20 лет после начала постоянного воздействия высоких концентраций пыли; прогрессирование заболевания даже после прекращения работы и контакта с пылью; частые осложнения, среди которых важное место занимают туберкулез, а также хронические бронхиты, воспаление и эмфизема легких. Несмотря на известные достижения в области изучения пневмокониозов и борьбы с ними, последние, в частности антракоз и силикоантракоз, все еще встречаются в патологии шахтеров, добывающих уголь, как причина преждевременной смерти. В 1964—1967 гг. среди шахтеров одного из угольных бассейнов страны, нетрудоспособность которых была вызвана пневмокониозами, преобладали инвалиды в возрасте 26—49 лет (92—94%), причем инвалиды старше 60 лет составляли 1,3% заболевших, моложе 20 лет — до 1% (среди рабочих Донбасса, работавших не под землей, а на поверхности, доля инвалидов старше 60 лет состав-

ляла 65%) (см. [17] в гл. 13). Угольная промышленность в большинстве стран — единственный вид производственной деятельности, при котором число профессиональных заболеваний как причины потери трудоспособности выше числа несчастных случаев. Так, в одном из бассейнов уход на пенсию мужчин по инвалидности из-за заболевания пневмокониозом составил 39%, а по производственным травмам — 26% (см. [17] в гл. 13).

В СССР осуществляется широкий комплекс мероприятий по гигиене труда и обеспечению мер безопасности при добыче угля, направленных, в частности, на снижение запыленности воздуха, профилактику пневмокониозов, их раннее выявление и лечение. Эти меры позволили оздоровить условия труда горнорабочих, существенно снизить запыленность в шахтах и разрезах, значительно уменьшить риск заболеваемости пневмокониозами. Благодаря принятым мерам условия труда шахтеров в СССР значительно благоприятнее соответствующих условий во многих промышленно развитых странах.

Другая форма пылевой патологии, близкая к пневмокониозам, — хронические пылевые бронхиты. Но борьба с пылью в шахтах и угольных разрезах сопряжена с большими сложностями, которые, как выше отмечалось, возрастают вместе с механизацией труда и повышением производительности машин и оборудования. Запыленность зачастую выше там, где выше уровень механизации. Мероприятия, направленные на снижение запыленности, не удовлетворяют темпам развития техники, создающей запыление. До настоящего времени, несмотря на применение ряда мероприятий по пылеподавлению, запыленность воздуха на рабочих местах в забоях часто остается высокой и превышает допустимые нормы [5]. Несколько более благоприятное положение в угольных разрезах, однако и там на рабочих местах и в кабинах грузовых автомашин запыленность нередко превышает допустимые пределы во много раз [6]. В последние годы охрана здоровья шахтеров и горнорабочих в стране и за рубежом продолжала совершенствоваться, в частности, путем широкого применения средств индивидуальной защиты. Тем не менее пневмокониозы и пылевые бронхиты сохраняют свое значение в качестве социальной проблемы для стран с развитой угольной промышленностью.

Точно так же, как и на урановых рудниках и карьерах, заболеваемость на различных шахтах и разрезах в зависимости, прежде всего, от местных геологических условий существенно варьирует. По опубликованным данным заболеваемость пневмокониозом на 1000 работающих по отдельным бассейнам и шахтам различается в 10 раз и более. Так, в 1969 г. у горнорабочих Кузбасса было выявлено 0,26 случая пневмокониоза на 1000 работающих (см. [18] в гл. 13). Значительно выше показатели по комбинату «Ростовуголь» за 1963—1965 гг., где на 1000 подземных рабочих ежегодно в связи с антракосиликозом выходило на инвалидность 8,2—8,8 чел. (см. [23] в гл. 13). В случае высокой запыленности в шахтах и на угольных разрезах число работающих с признаками пневмокониоза может составлять 20—40 чел. на 1000

работающих [6] (см. также [23] в гл. 13). Заболеваемость пневмокониозами в среднем по угольной промышленности РСФСР с 1956 по 1961 г. снизилась [7] и продолжала в стране снижаться в дальнейшем (например, в Донбассе с 1963 по 1968 г. — на 6,5%) (см. [24] в гл. 13). Обобщая данные за ряд лет по основным угольным бассейнам страны, а также учитывая динамику снижения заболеваемости, можно заключить, что в среднем по стране заболеваемость основными формами профессиональных респираторных заболеваний находится у шахтеров на уровне 5,3 случая на год работы ТЭС мощностью 1 ГВт (эл.). Для условий длительной работы одинакового по численности контингента со стандартным уровнем заболеваемости число заболевших пневмокониозом в год примерно соответствует числу умерших (из числа заболевших в предыдущие десятилетия). Поскольку выше было принято, что заболевание пневмокониозом в среднем сокращает продолжительность жизни и период трудоспособности на 5 лет, то потери по этим показателям на данном этапе составят 26 чел-лет.

Для сравнения укажем, что по результатам изучения в США смертности среди 553 шахтеров за период с 1938 по 1971 г. всех дополнительных случаев смерти, связанных с работой (кроме аварий), было 1,7 на 1 млн. т добытого угля [8], или 6,8 случая на 4 млн. т, необходимых в год для номинальной ТЭС, против 5,3, полученных выше по отечественным данным. На 1000 занятых рабочих разница еще существеннее, если учесть, что производительность труда шахтеров в США — одна из наиболее высоких в мире (от 450 до 750 чел-лет на 1 млн. т угля). На основе анализа смертности среди 23 000 шахтеров угольных шахт США с 1959 по 1971 г. дополнительное число смертей от профессиональных факторов (преимущественно от заболеваний органов дыхания) составляет 0,22—0,37 на 1 млн. т добытого угля, или $49 \cdot 10^{-5}$ в среднем по наблюдаемому контингенту [8]. Полученное значение соответствует 0,5 случая смерти на 1000 чел-лет работы, т. е. почти на порядок ниже, чем по другому угольному бассейну США. Показательны в связи с этим данные Аппалачской лаборатории профессиональных заболеваний, расположенной в крупнейшем угольном бассейне США. Обобщая наблюдения по этому бассейну за ряд лет, она обнаружила, что у 900—1800 рабочих ежегодно возникают профессиональные респираторные заболевания (при производстве ими 360 млн. т угля), что соответствует 2,6—5,1 случая дополнительных заболеваний на 1 млн. т добытого угля, или 3,5—11,3 случая на 1000 чел-лет. Это в несколько раз больше значения, полученного для угольных бассейнов Советского Союза и приведенного выше. Указанная разница закономерно отражает достигнутые в СССР успехи по оздоровлению труда шахтеров. Прогнозируя будущую заболеваемость в шахтах США, с учетом нового, более строгого стандарта на запыленность, а также при условии возрастания вдвое производительности труда, дополнительную смертность у шахтеров-угольщиков определили на уровне 0,015—0,3 и дополнительное число легочных заболеваний 0,4—0,8 на 1 млн. т угля [2, 8]. Согласно другим оценкам в США от легочных

профессиональных заболеваний на 1000 чел-лет работы приходится 1 случай смерти в шахтах и 0,5 в разрезах. В Великобритании число смертей от пневмокониоза у шахтеров почти в 5 раз превышает число смертей от несчастных случаев (828 пневмокониозов на 160 смертей от несчастных случаев) (см. [2] в гл. 13), что соответствует примерно 5 случаям пневмокониоза на 1000 работающих.

Разнообразие в оценках профессиональной патологии у шахтеров обусловлено, очевидно, как субъективными причинами, так и объективными. Это объясняется прежде всего уровнем запыленности на рабочих местах, эффективностью применения средств индивидуальной защиты дыхательных путей. Например, в одном из бассейнов страны 20 лет назад в горных выработках различных шахт запыленность 10—100 мг/м³ обнаруживалась в 58,2% проб, 100—500 мг/м³ — в 36%, 500 мг/м³ и выше — в 6,2% [9]. Значительную роль в профессиональной патологии играют также другие факторы производственной среды и состав пыли, поскольку имеются наблюдения, что в разных шахтах с одинаковой запыленностью заболеваемость существенно отличается. Вследствие всех этих причин выбирать значения для расчетов и прогнозов следует с осторожностью, особенно при использовании зарубежных данных. Вместе с тем анализ данных по другим странам с наиболее развитой и «благополучной» угольной промышленностью позволяет заключить, что принятые выше оценки для расчетов ущерба не завышены, а характеризуют средние данные, типичные для угледобывающих стран с эффективной системой охраны труда и передовой технологией добычи. Они отражают положение в угледобывающей промышленности СССР и существенно благополучнее показателей по многим капиталистическим и развивающимся странам.

Существует также уже использовавшийся выше ориентировочный метод проверки достоверности принятых параметров ущерба, основанный на сопоставлении масс урановой руды и угля, которые нужно извлечь на поверхность для обеспечения топливом номинальной электростанции мощностью 1 ГВт (эл.) в течение года. Это соотношение равно 40. Ущерб здоровью персонала в уранодобывающей промышленности от профессиональных заболеваний за год работы номинальной АЭС был определен по показателю сокращения продолжительности жизни равным 0,6 чел-лет (см. табл. 13.4), а в угольной промышленности — 26 чел-лет. Таким образом, имеется достаточно хорошее соответствие, подтверждающее правомерность сделанных расчетов. Некоторые расхождения, по-видимому, обусловлены тем, что сравнительно большая доля угля извлекается из шахт, а не из разрезов, путем открытых разработок. Возможно, определенное значение имеет также то обстоятельство, что в расчет взяты отечественные данные по производительности труда рабочего в угольной промышленности, а в уранодобывающей промышленности — средние по всему миру. В целом же следует отметить вполне удовлетворительное соответствие данных.

Помимо респираторных заболеваний среди шахтеров, как и среди других горнорабочих, могут встречаться иные профессиональные бо-

лезни, из которых наибольший вклад в потерю трудоспособности дают бурситы и вибрационная болезнь. По аналогии с данными по горно-рудной промышленности можно принять, что потери трудоспособности от указанных двух заболеваний в сумме примерно равны потерям от патологии органов дыхания, т. е. при работе номинальной ТЭС в течение года они составляют 26 чел-лет.

Обработка угля (углеобогащительные фабрики). Значительная часть угля (в разных странах неодинаковая) подвергается обработке перед доставкой на электростанции. Первый этап и цель этой операции — освободить уголь от остатков породы. Более глубокая обработка на последующих этапах, которые осуществляются не всегда, — снижение содержания серы и золы в угле и брикетирование угля. Обработка угля также сопровождается существенным пылеобразованием. Часто концентрация пыли превышает ПДК [10], вследствие чего пневмокониозы наблюдаются и у персонала углеобогащительных фабрик (см. [3] в гл. 13). Однако концентрация пыли в производственных помещениях углеобогащительных фабрик, как правило, ниже, чем в шахтах, а число рабочих, занятых на фабриках, существенно меньше числа шахтеров. Это позволяет при расчетах ущерба не принимать во внимание этап обработки угля или же принять ориентировочный показатель ущерба от профессиональной патологии равным 5% ущерба на этапе угледобычи, т. е. число случаев дополнительных смертей за год работы номинальной ТЭС составляет 0,26, потери по показателю продолжительности жизни и трудоспособности — по 1,3 чел-года.

Суммарный ущерб здоровью рабочих УТЦ от профессиональных заболеваний не радиационной этиологии представлен в табл. 14.5. Сопоставление данных табл. 12.3 и 14.5 позволяет заключить, что ущерб в УТЦ при выработке единицы электрической энергии больше, чем в ЯТЦ, по показателям числа случаев преждевременной смерти и сокращения продолжительности жизни — в 40 раз, по показателю потери трудоспособности — в 90 раз. Значение этой разницы определяется важным вкладом рассматриваемого вида патологии в общий ущерб здоровью, связанный с получением энергии.

Ущерб здоровью населения, обусловленный выбросами угольных ТЭС. Ранее уже приводились данные, свидетельствующие о значительных количествах и большом разнообразии веществ, выбрасываемых в атмосферу при сжигании угля (см. табл. 11.5 и 13.1). Влияние выбросов ТЭС на окружающую природу, в первую очередь на растительность, зачастую нетрудно заметить даже на протяжении многих километров от ТЭС без специальных исследований. Однако в специальной литературе имеются лишь единичные и весьма слабо аргументированные оценки возможного влияния этих выбросов на здоровье населения.

Главное внимание специалистов до сих пор привлекал наиболее весомый (существенный по массе) компонент выбросов — двуокись серы (SO_2). В экспериментах на животных воздействие высоких концентраций SO_2 вызывает в воздухоносных путях изменения, аналогичные тем, которые наблюдаются у людей при хронических бронхитах.

Таблица 14.5. Возможный ущерб здоровью персонала УТЦ от профессиональных факторов нерадиационной этиологии [отнесенный к 1 ГВт(эл.)год]

Стадия УТЦ	Пневмокониозы, пылевой бронхит			Вибрационная болезнь и бурситы	Общий ущерб		
	Риск преждевременной смерти, число случаев	Потеря трудоспособности, чел-лет	Сокращение продолжительности жизни, чел-лет		Преждевременная смерть, число случаев	Потеря трудоспособности, чел-лет	Сокращение продолжительности жизни, чел-лет
Добыча угля	6,6	33	33	33	6,6	66	33
Обработка угля	0,33	1,7	1,7	—	0,33	1,7	1,7
Всего	~7,0	~35	~35	33	~7	~68	~35

При низких концентрациях каких-либо отрицательных сдвигов в организме подопытных животных не наблюдается, однако при совместном воздействии SO_2 с другими загрязняющими веществами обнаруживаются изменения легочной вентиляции. У детей, проживающих вокруг ТЭС, возрастает частота легочных заболеваний, учащаются и утяжеляются астматические приступы, возрастает число бронхитов и хронических заболеваний легких. Естественно, что учащение этого рода заболеваний нельзя относить с полной уверенностью на счет действия только SO_2 , поскольку наряду с ней на людей вблизи ТЭС неизбежно действует сложный комплекс прочих факторов — частиц летучей золы, NO_x , CO , металлов, органических соединений и т. д. Вследствие этого вызывает возражение ряд работ, посвященных оценке ущерба от SO_2 , в которых избыточная заболеваемость в загрязненных (городских) районах по сравнению с чистыми (сельскими) районами объясняется авторами действием SO_2 . В одной из подобных работ указывается, что дополнительное число смертей, вызванных действием SO_2 среди населения, в случае использования обычной для США технологии составляет 27,3 случая за год работы ТЭС мощностью 1 ГВт (эл.), а при использовании малосернистых углей и передовой технологии очистки — в 10 раз меньше [8]. Согласно данным другой работы в окрестностях Нью-Йорка в 1962—1966 гг. при концентрациях 30 $мкг/м^3$ («остаточная» концентрация) смертность среди населения была ниже обычной на 1,5%, а при концентрации 500 $мкг/м^3$ — на 2% выше [11]. Другая серия работ американских авторов, выполненная по аналогичной методике, посвящена изучению роли пылевого фактора. В них, в частности, показано, что в 1959—1961 гг. общая смертность на 100 000 чел. при содержании пыли менее 80 $мкг/м^3$ составляла 40 чел/год, при 100—135 $мкг/м^3$ — 100 чел/год и при содержании пыли выше 135 $мкг/м^3$ — 130 чел/год [11]. Авторы подобных работ относят на счет воздействия выбросов ТЭС (и даже не всех выбросов, а лишь отдельных компонентов — пыли, SO_2) все избыточные заболевания

(смерти от них), в том числе сердечно-сосудистые и некоторые другие заболевания, для этиологической связи которых с SO_2 и другими компонентами выбросов ТЭС нет достаточных оснований. В то же время, очевидно, оправдан подход, при котором проводится корреляционный анализ избыточной заболеваемости легких и бронхов и уровня загрязнения воздуха выбросами ТЭС. Известно, что в промышленно развитых странах рак легких в последние четыре — пять десятилетий стал встречаться в 10—20 раз чаще: рак легких среди прочих видов рака переместился в качестве причины смерти с 15—17-го на 1—2-е место. Показательно, что заболеваемость раком легких с запозданием, соответствующим 20—25-летнему латентному периоду, коррелирует с загрязненностью атмосферы, причем в городах смертность от рака легких при прочих равных условиях выше, чем в сельской местности. Убедительно доказано, что курение учащает рак легких, притом достаточно хорошо изучена количественная связь между курением и риском умереть от рака (10 сигарет, выкуренных в день, удваивают риск умереть от рака легких, одна выкуренная сигарета в день адекватна риску облучения естественным фоном).

В эксперименте доказана способность многих компонентов атмосферных загрязнений, в том числе полициклических ароматических углеводородов, мышьяка, никеля и других компонентов, входящих в состав продуктов сгорания угля, а также выхлопов двигателей внутреннего сгорания, вызывать многие виды рака, включая рак легких [14] (см. также [25] в гл. 3). Тем самым показано, что рост частоты заболеваемости раком легких с ростом загрязненности атмосферы связан этиологической зависимостью. Поскольку известны дозовые нагрузки на легкие, вызванные естественным радиационным фоном, антропогенно измененным фоном и медицинскими диагностическими процедурами, имеется возможность количественно оценить вклад курения и облучений в заболеваемость раком легких и более обоснованно оценивать вклад атмосферных загрязнений в существующий уровень смертности от рака легких.

Нам не представляются достаточно аргументированными и количественные оценки риска, связанного с наличием кадмия в выбросах ТЭС. Так, имеются указания, что лишь за счет этого элемента, выбрасываемого ТЭС в США мощностью 100 ГВт (эл.), ежегодно от рака погибает 20 000 человек [20]. Однако даже вопрос о канцерогенности кадмия еще нельзя считать решенным.

В указанном плане представляет интерес работа, в которой наблюдаемое в последние десятилетия возрастание смертности от рака (за исключением 15% спонтанного уровня, отнесенных в результате регрессионного анализа на счет курения сигарет) объясняется сжиганием угля (см. [2] в гл. 12). В работе подсчитывается, что каждая тонна угля, сожженного на душу населения, вызывает в Великобритании 142 случая смерти от рака легких на 1 млн. населения при существующем там (самом высоком в мире) уровне смертности от спонтанного рака легких (все причины, вместе взятые, — 750 случаев в год на

1 млн. населения). Если учесть, что в СССР сжигается в год на душу населения чуть больше 1 т угля, а мощность всех угольных станций составляет 66 ГВт (эл.), то работа одной номинальной ТЭС должна являться причиной 2,15 случая смерти от рака легких на 1 млн. населения, а в масштабах страны все угольные ТЭС служат причиной 36 210 дополнительных случаев смерти от рака легкого. Одна номинальная ТЭС согласно подобным расчетам в масштабах страны может служить причиной около 550 дополнительных ежегодных случаев смерти от рака легкого.

Указанные расчеты, по нашему убеждению, не могут претендовать на точность. Нам представляется, что они существенно завышают риск. В расчетах, в частности, не учтена роль облучения (которое, возможно, ответственно за 5—10% всех случаев рака легких) [14], а главное, трудно сказать, действительно ли выделенная доля дополнительных случаев смерти от рака легких обусловлена атмосферными загрязнениями и именно той их частью, за которую ответственна угольная энергетика. Совершенно очевидно, что в разных странах вклад угольной энергетика, автомобильного транспорта, металлургии, химической и других видов промышленности в загрязнение воздуха неодинаков. Остается во многом неясной также канцерогенная роль микрокомпонентов атмосферных загрязнений — органических канцерогенов, в особенности 3, 4-бензпирена (БП), ряда металлов, летучей угольной золы [12]. Учитывая, что выбросы предприятий угольной энергетика весьма богаты этими канцерогенно-опасными компонентами, а сама угольная энергетика ответственна примерно за 30% всех атмосферных загрязнений, представляется не лишенным оснований подобно тому, как это сделано в работе [2] гл. 12, отнести существенную часть (адекватную соотношению 142 : 750), т. е. около 20% спонтанной смертности от рака легких, на счет угольной энергетика. При указанном подходе и существующем в СССР спонтанном уровне смертности от рака легких вся угольная энергетика в масштабах страны может быть ответственна за 20 000 случаев смерти в год из наблюдаемых 90 000 ежегодных случаев [13], а работа номинальной ТЭС в течение года вызывает в стране риск дополнительной смертности около 290 случаев [или 360 случаев на 1 ГВт (эл.) год — см. табл. 14.6]. Это адекватно потере 8700 чел-лет жизни и 5800 чел-лет трудоспособности. Указанные расчеты, естественно, весьма условны.

Ущерб здоровью от выбросов угольных ТЭС не исчерпывается раком легких; можно утверждать, что происходит также учащение заболеваний раком других локализаций (пищевода, желудка, печени), поскольку туда тоже попадают канцерогены, первоначально проникшие в легкие. Более чем вероятно также учащение многих заболеваний верхних дыхательных путей за счет местных воздействий прежде всего SO_2 [8], а также заболеваний, обусловленных влиянием выбросов ТЭС на микроклимат (снижение освещенности, в частности — биологически активной ультрафиолетовой компоненты; учащение пасмурных дней и осадков). Однако оценить подобные эффекты количественно

но пока не представляется возможным, да и вряд ли они существенно повлияют на оценку суммарного ущерба, основной вклад в который дают раковые заболевания.

Представляется целесообразным сделать дополнительную оценку канцерогенной опасности выбросов ТЭС, используя экспериментальные данные, полученные в 1979 г. в Институте биофизики Министерства здравоохранения СССР и позволяющие количественно оценить опасность 3, 4-бензпирена (БП) — одного из сильнейших канцерогенов [14]. В указанных экспериментах с БП впервые была показана его способность при естественном, ингаляционном пути поступления в виде аэрозоля вызывать у подопытных животных рак легких, гистологически напоминающий рак легких человека.

Согласно данным [14] наиболее характерная для воздуха городов СССР концентрация БП $0,01 \text{ мкг/100 м}^3$ теоретически может вызывать около 100 дополнительных случаев рака легких на 1 млн. жителей в год (действующая предельно допустимая концентрация для атмосферного воздуха в 10 раз больше и составляет $0,1 \text{ мкг/100 м}^3$; в реальных условиях в воздухе многих городов мира БП содержится на уровне этой ПДК, а во многих случаях — существенно выше). По риску канцерогенеза присутствие в атмосфере городов БП в такой концентрации, по-видимому, аналогично ежегодной дозе облучения $0,01—0,02 \text{ Зв}$ [15]. Можно принять, что действующие в стране ТЭС общей мощностью около 70 ГВт (эл.) ответственны за поддержание в атмосферном воздухе концентрации БП на уровне, который составляет $1/5$ наблюдаемого (основной вклад обусловлен автотранспортом), т. е. $0,002 \text{ мкг/100 м}^3$. Вместе с тем БП, очевидно, обуславливает лишь какую-то часть, также примерно $1/5$, канцерогенной опасности, связанной с наличием в выбросах ТЭС прочих канцерогенов. Если таким воздухом дышат 140 млн. чел. (все городское население страны), то теоретически работа одной номинальной ТЭС в течение года в среднем приводит к 200 дополнительным случаям рака, вызванного выбросами БП и других ПАУ.

Такая оценка основана на том, что в реальных условиях угольные ТЭС, очевидно, ответственны лишь за небольшую долю наблюдающейся в городах концентрации БП в воздухе, поскольку вклад автотранспорта в загрязнение атмосферы городов БП значительно выше, чем вклад ТЭС. Вместе с тем следует учесть, что выбросы ТЭС содержат большое количество других канцерогенов помимо БП. Поэтому можно принять, что последняя оценка роли выбросов ТЭС близка к реальной. Приведенный расчет неплохо согласуется с приведенными выше данными (290 дополнительных случаев рака от всех компонентов выбросов номинальной ТЭС). Следует, однако, отметить, что содержание БП в выбросах в решающей степени зависит от режима сжигания угля. На современных ТЭС с эффективным сжиганием угля содержание БП в золе составляет по данным Института биофизики Минздрава СССР около $1 \cdot 10^{-10}$, в то время как в золе «старых» и менее эффективных ТЭС — $2 \cdot 10^{-6}$ (см. [11] в гл. 12).

В последнее время, как было отмечено выше, появились данные, указывающие на способность сланцевой золы, притом золы с низкой концентрацией БП, полученной на мощных современных ТЭС, вызывать рак легких (см. [26] в гл. 3). Длительное вдыхание аэрозоля сланцевой золы (5 мг/м^3) воздуха вызывало рак легких примерно у $1/3$ подопытных животных. При искусственном увеличении содержания БП в сланцевой золе эффект усиливался. Если угольная зола обладает аналогичным действием, БП и зола в сумме могут быть ответственны за основную долю эффекта.

Таким образом, имеющиеся экспериментальные данные и результаты эпидемиологических обследований дают прямое указание на способность ряда компонентов выбросов ТЭС вызывать учащение раковой заболеваемости. Весьма важно отметить, что повышение эффективности улавливания золы на ТЭС не дает пропорционального эффекта с точки зрения снижения ущерба для здоровья, поскольку повышение эффективности золоулавливания идет преимущественно за счет улавливания крупнодисперсных частиц, в то время как именно слабоулавливаемые высокодисперсные частицы богаты микроэлементами, обладают чрезвычайно развитой поверхностью и, тем самым, высокой химической и биологической активностью.

Обобщая все сказанное, можно констатировать, что выбросы угольной ТЭС причиняют многообразный вред здоровью населения, в том числе повышают общую смертность, прежде всего от респираторных заболеваний, а также смертность от раковых заболеваний, среди которых основное значение имеет рак легких. Согласно некоторым опубликованным количественным оценкам выбросы номинальной ТЭС ежегодно могут приводить к смерти от рака легких 550 человек. Однако подобные оценки не доказаны и представляются существенно завышенными. Более вероятен общий ущерб от работы угольной ТЭС в течение года вследствие воздействия всех нерадиоактивных компонентов ее выбросов до 200 дополнительных случаев смерти в год от рака легких. Этот риск для населения примерно в 5000 раз выше риска, связанного с выбросами АЭС, и почти в 400 раз выше риска от всех этапов ЯТЦ [16, 17].

Вместе с тем этот риск рассчитан для относительно высоких выбросов золы (коэффициент улавливания 90%) и высокого содержания БП в выбросах. Современные ГРЭС позволяют существенно снизить выброс указанных компонентов. В результате постепенного перевода на более совершенную очистку ущерб от угольных ТЭС, очевидно, можно снизить в ближайшие годы в десятки раз и более.

14.5. Общий ущерб здоровью людей от работы предприятий УТЦ

Обобщенные данные, характеризующие основной ущерб на всех учитываемых этапах УТЦ, представлены в табл. 14,6, из которой видно, что в УТЦ основной ущерб здоровью (по показателю дополнительных

Т а б л и ц а 14.6. Возможный общий ущерб здоровью персонала и населения от работы предприятий всего УТЦ, отнесенный к 1 ГВт(эл.)год [16]

Вид ущерба	Облучение		Несчастные случаи на производстве (добыча и транспортировка угля)	Заболевания не радиа- ционной этиологии		Все причины
	Персонал (в шахтах)	Население (выбросы ТЭС)		Персонал при добыче и обработке угля	Население (выбросы ТЭС)	
Риск преждевре- менной смерти, число случаев	0,11	0,055	5,6	6,9	360 (10—600)	370 (20—600)
Сокращение про- должительности жиз- ни, чел-лет	1,7	2,2	340	35	$1,0 \cdot 10^4$ $(0,03—1,8) \cdot 10^4$	$1,0 \cdot 10^4$ $(0,06—1,8) \cdot 10^4$
Потеря трудоспо- собности, чел-лет	1,1	1,4	170	68	7200 $(0,02—1,2) \cdot 10^4$	$7,4 \cdot 10^3$ $(0,04—1,2) \cdot 10^4$

П р и м е ч а н и е. Приведены усредненные данные. В скобках указан интервал возмож- ных значений величин.

случаев смерти) приносят профзаболевания персонала (пневмоконио- зы), а также несчастные случаи (в шахтах). По потере трудоспособно- сти основной вклад дают несчастные случаи, приводящие к прежде- временной инвалидности. Следует обратить внимание на то, что при всей значительности ущерба здоровью персонала на этапе добычи угля ущерб в результате выброса угольными ТЭС огромных количеств токсических веществ остается, по-видимому, во много раз более вы- соким.

Имеются работы, авторы которых, оценивая ущерб здоровью на- селения, обусловленный выбросами угольных ТЭС, учитывают лишь воздействие SO₂ на органы дыхания и не рассматривают последствия выброса канцерогенных веществ. Естественно, что при подобном под- ходе ущерб здоровью от УТЦ оценивается существенно более низкими показателями, чем приведенные в табл. 14.6 [2, 8]. Однако трудно сог- ласиться с такими оценками, оставляющими без внимания важнейший вид неблагоприятных последствий, которые могут быть обусловлены выбросами угольных ТЭС.

14.6. Сравнение общего ущерба здоровью человека от работы предприятий УТЦ и ЯТЦ

В табл. 14.7 обобщены оценки общего ущерба здоровью человека от работы предприятий УТЦ и ЯТЦ. Материалы, представленные в этой таблице, характеризуют «цену», которую общество своим здо- ровьем платит ныне за получение энергии в ЯТЦ и УТЦ. Наимень-

Таблица 14.7. Сравнительная оценка общего ущерба здоровью от работы предприятий ЯТЦ и УТЦ, отнесенная к 1 ГВт(эл.)год

Вид ущерба	Общий ущерб за счет всех причин*	
	в УТЦ**	в ЯТЦ
Число случаев преждевременной смерти	~300 (20—600)	~1
Общее сокращение продолжительности жизни, чел-лет	~1·10 ⁴ (0,06—1,8)·10 ⁴	~20
Общие потери трудоспособности, чел-лет	~7·10 ³ (0,4—12)·10 ³	~10

* Обобщенные результаты гл. 12—14.

** Без учета возможной смертности и ущерба здоровью от нераковых заболеваний, вызываемых неканцерогенными компонентами выбросов (SO₂, NO_x, ртуть, свинец, кадмий и др.). Приведены средние данные. В скобках указан интервал возможных значений величин.

шую точность имеют оценки потерь в человеко-годах от несчастных случаев, приведших к инвалидности, которые по показателям сокращения продолжительности жизни и потерь трудоспособности для обоих циклов, возможно, завышены в 2—3 раза, а также потерь от выбросов угольных ТЭС, которые могут быть существенно завышенными или в 1,5—2 раза заниженными (см. табл. 14.6). Однако с учетом этих неопределенностей и даже принятия вариантов, наименее «выигрышных» для ядерной энергетики, в настоящее время ее предпочтительность перед современной энергетикой на угле с точки зрения сохранения здоровья человека наглядна и бесспорна.

Об аналогичных оценках свидетельствует и ряд работ, выполненных за рубежом. Так, дозы облучения, обусловленные выбросами ТЭС, согласно оценкам, выполненным в последние годы в ФРГ, США, Канаде [18—20], в 2—10 раз и более выше доз, обусловленных выбросами АЭС. К сожалению, в литературе имеется значительно меньше оценок, учитывающих нерадиационное воздействие выбросов ТЭС, а тем более основных факторов риска в УТЦ и ЯТЦ. Выше уже упоминались работы индийских ученых (см. [1, 2, 4] в гл. 12), которые получили высокое значение канцерогенного риска от химических компонентов выбросов ТЭС — до 550 случаев смерти в год. Более поздние работы не содержат оценок по всем канцерогенным факторам, встречающимся в УТЦ, и дают цифры риска значительно более низкие — 0,7—3,6 случая в год за счет SO₂ и золы в Финляндии [21], за счет SO₂ — 15 случаев в год (0—77) на номинальную ТЭС в США [22].

С удовлетворением констатируя сравнительно низкий ущерб для здоровья от работы предприятий ядерной энергетике, а также возможность сохранения жизни и здоровья людей при ее развитии, вместе с тем следует отметить, что и ядерная энергия имеет свою «цену». Поскольку она выражается в ущербе здоровью, а также окружающей

среде, следует стремиться снижать «себестоимость» ядерной энергетики по рассматриваемым показателям. Особого внимания заслуживают проблемы, которые могут привести к возрастанию «цены» ядерной энергии в будущем (обезвреживание радиоактивных отходов, синергизм действия излучений и химических канцерогенов и коканцерогенов, аварии, демонтаж реакторов, выбросы заводов по регенерации топлива и т. д.). Успешное решение указанных проблем позволит обеспечить человечество наиболее дешевой энергией не только по экономическим показателям, но и по показателям влияния на окружающую среду и здоровье человека.

Заключение

На основе анализа изложенного становится очевидным вывод о необходимости развития ядерной энергетики (см. гл. 1). Сравнительный анализ доступных человеку источников энергии как по количеству технически и экономически доступных запасов топлива или энерго-ресурсов, так и по уровню технической возможности их использования в различных сферах производства показывает, что:

среди неядерных источников энергии только уголь может удовлетворять длительное время (по разным данным 100—150 лет и более) прогнозируемым потребностям общества в энергии; остальные источники энергии, как невозобновляемые, так и возобновляемые, либо обладают относительно малыми ресурсами (например, нефть, газ, гидроэнергия), либо недоступны экономически (например, солнечная энергия), за исключением некоторых вспомогательных или локальных применений;

топливные ресурсы ядерной энергетики практически неограниченны;

приведенные затраты на производство электроэнергии на современных АЭС в ряде экономических районов СССР и других стран мира ниже, чем на угольных ТЭС.

Таким образом, в ближайшие десятилетия основной прирост производства энергии может осуществляться за счет использования ядерного топлива и угля. Это позволит сохранить нефть и газ как сырье для химической промышленности.

В настоящее время ядерная энергия используется в основном для производства электроэнергии. Кроме того, на современных АЭС используется примерно 0,5—1,0% природного урана, что резко сокращает ее топливные ресурсы. При сохранении такого положения ядерная энергетика играла бы ограниченную роль в энергоснабжении человеческого общества.

Для решения проблемы бескризисного энергоснабжения необходимо обеспечить более полное использование урана и расширить область применения ядерной энергии (производство промышленного и

бытового тепла, вторичных энергоресурсов, например топлива для транспорта, и т. д.). Этот качественный и количественный рост ядерной энергетики возможен только после решения ряда сложных инженерных задач, таких, как разработка и внедрение реакторов-размножителей, высокотемпературных реакторов и др. Своевременному решению этих задач в СССР придается большое значение, что находит отражение в решениях съездов КПСС и Советского правительства по проблемам науки, техники и промышленности, в планах научных исследований АН СССР и других организаций. Тем не менее решение перечисленных задач потребует времени, в течение которого надо разумно использовать имеющиеся пока ресурсы органического топлива и альтернативные источники.

Все предприятия современной индустрии, производящие общественно полезный продукт, как правило, отрицательно влияют на биосферу. Ядерная энергетика — не исключение, работа ее предприятий сопряжена с загрязнением окружающей среды радиоактивными продуктами деления и активации, образующимися в результате работы реактора. С самого начала развития ядерной энергетики этой проблеме уделялось большое внимание. Ее решение осуществлялось и продолжает осуществляться по всем необходимым направлениям, включая изучение биологического действия ионизирующих излучений и установление научно обоснованных допустимых пределов облучения человека, разработку и внедрение технических средств защиты окружающей среды от радиоактивного загрязнения выше допустимых пределов, разработку и внедрение методов обработки, хранения и изоляции радиоактивных отходов от биосферы в течение очень длительного времени, которое необходимо для практически полного их распада.

В настоящее время можно подвести определенные итоги усилиям по разработке и внедрению мер по защите биосферы от радиационного воздействия. Современные нормы радиационной безопасности дают надежную гарантию сохранения здоровья населения и персонала.

Применяемые на современных предприятиях ЯТЦ технические и другие меры по защите персонала и населения от облучения позволяют обеспечивать полное соблюдение действующих строгих нормативов. Более того, почти на всех этапах ЯТЦ, в том числе на АЭС, дозы облучения населения малы по сравнению с нормативами и дозами облучения от других источников (естественный фон, рентгенодиагностика и др.). Таким образом, можно с полной уверенностью сказать, что разработанная система мер в области радиационной защиты обеспечивает безопасную работу предприятия ЯТЦ при приемлемых затратах.

В условиях, когда на предприятиях ЯТЦ обеспечивается высокий уровень радиационной безопасности, существенную роль начинают играть другие виды вредного воздействия на биосферу (сбросы тепла, токсичных веществ и др.). При применении уже разработанных природоохранных и других мер может быть обеспечена защита биосферы от этих видов воздействия (см. гл. 11, 12).

В последнее время в специальной и научно-популярной литературе часто употребляется термин «тепловое загрязнение». Однако следует заметить, что отношение к сбросному теплу только как к «тепловому загрязнению» есть проявление во многих случаях расточительности и бесхозяйственности. Большая часть территории нашей страны лежит в средних или даже в северных широтах. Появление в этих районах мощных источников тепла может и должно стимулировать создание агробиологических и рыбоводческих комплексов, эффективно использующих сбросное тепло для производства рыбы, сельскохозяйственной и другой продукции. Научные исследования и опытно-конструкторские разработки показывают возможную высокую эффективность комплексного использования сбросного тепла энергетических объектов.

Чрезвычайно важным следствием широкого применения ядерной энергии и замены ею традиционных источников энергии явится предотвращение дальнейшего роста загрязнения окружающей среды продуктами сгорания органического топлива (окислами серы, азота, тяжелыми углеводородами, металлами, золой и др.). Кроме того, не будет быстро возрастать потребность в кислороде, поскольку ядерные энергоустановки его не потребляют. Пока же во многих промышленно развитых странах воспроизводство кислорода в несколько раз ниже, чем его потребление. Эти страны живут за счет притока кислорода от океана и экваториальных районов.

Во многих традиционных отраслях производства меры по предотвращению их вредного воздействия на окружающую среду принимались «постфактум», т. е. после ввода в эксплуатацию предприятий, когда их вредное воздействие становилось очевидным или даже нетерпимым. Лишь тогда начиналась постепенная адаптация предприятия к требованиям защиты окружающей среды. В ядерной энергетике меры по обеспечению безопасности и защите окружающей среды предусматриваются уже в проектах предприятий ЯТЦ.

Высказанная выше уверенность в обеспечении безопасного развития ядерной энергетике основана прежде всего на уже накопленном опыте работы предприятий ЯТЦ. Кроме того, в настоящее время имеется достаточно четкое представление о проблемах в области защиты окружающей среды, которые могут возникнуть в связи с количественным и качественным ростом ядерной энергетике, и, главное, могут быть указаны пути их решения.

Так, чрезвычайно важна проблема надежной долговременной изоляции от биосферы радиоактивных отходов. За последние годы накоплен значительный опыт концентрирования, обработки и хранения всех типов радиоактивных отходов, а также захоронения отходов низкой и средней удельной активности. Проводятся научно-исследовательские и опытно-конструкторские разработки по отверждению, хранению и захоронению отходов высокой удельной активности, результаты которых позволяют надеяться на окончательное решение этих сложных инженерных вопросов.

Не решены пока вопросы снятия с эксплуатации АЭС (их безопасного демонтажа или консервации). Необходимость в таких операциях еще не наступила: АЭС рассчитаны примерно на 30 лет эксплуатации, однако постановка и решение этих вопросов актуальны уже сейчас, поскольку для оптимального способа снятия АЭС с эксплуатации может потребоваться принятие соответствующих технических решений еще на стадии проектирования и строительства станции.

Из сравнения ядерного и угольного топливных циклов (см. гл. 13 и 14) по степени их воздействия на здоровье занятого на производстве персонала и населения — одного из главных показателей, характеризующих воздействие индустрии на биосферу, видно, что для угольной энергетики этот показатель намного хуже, чем для ядерной. В настоящее время при расчете приведенных затрат на производство энергии не учитывается ущерб здоровью персонала и населения. Если этот ущерб должным образом включить в приведенные затраты, то, по-видимому, в ядерной энергетике они увеличатся незначительно, а в угольной — очень сильно. Это в свою очередь может изменить существующие сейчас представления о том, в каких районах выгоднее развивать ядерную энергетику, а в каких — угольную. Тем не менее несмотря на то что ядерная энергетика превосходит другие виды производства энергии по таким показателям, как экономичность, надежность и степень влияния на окружающую среду, еще несколько десятилетий она не сможет взять на себя роль основного источника энергии. В этот период, который необходим для решения стоящих перед ней оставшихся технических проблем, придется увеличить масштабы угольной промышленности. Важно, чтобы это увеличение сопровождалось комплексом мероприятий, снижающих воздействие УТЦ на окружающую среду.

Учитывая, что ядерная энергетика позволит предотвратить энергетический и экологический кризис, уместно привести в заключение следующие слова, произнесенные на одной из научных конференций: «Реальный ущерб от ядерной энергетики заключается в недостаточном ее использовании в энергопроизводстве».

Ядерная энергетика имеет важное социально-политическое значение. Ее широкое развитие и внедрение в энергоемкие отрасли промышленности и хозяйства позволят навсегда снять угрозу нехватки топлива. Районы и страны, не имеющие традиционных топливных ресурсов, смогут получать относительно недорогие ядерные энерго-ресурсы, что будет способствовать их более быстрому техническому прогрессу.

Вместе с тем развитие ядерной энергетики имеет и негативную сторону. Распространение ядерных материалов и технологии во всем мире увеличивает опасность создания атомного оружия. Это ставит перед международным сообществом серьезную проблему обеспечения режима нераспространения атомного оружия при развитии ядерной энергетики в неядерных странах. Эта проблема выделяется своей

специфичностью. Ее решение основывается не только на развитии соответствующих технических мер, но прежде всего на выработке и проведении в жизнь определенных политических и юридических международных соглашений.

В настоящее время технический контроль за ядерными материалами на территории различных государств и при международных передачах осуществляет Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ). Правовая платформа этого контроля закреплена системой документов, центральное место в которой занимает Договор о нераспространении ядерного оружия. Однако до сих пор не все неядерные государства охвачены контролем МАГАТЭ, не во всех государствах, где контроль осуществляется, он реализован в одинаковом объеме на всех установках. Следует также отметить, что технические средства и научные методы контроля недостаточно совершенны.

В связи с прогнозируемым качественным и количественным ростом ядерной энергетики в различных районах мира отмеченные выше недостатки могут привести к возрастанию трудностей в обеспечении режима нераспространения ядерного оружия. Таким образом, перед мировым сообществом стоит важная задача — политическими средствами и техническими мерами содействовать повышению эффективности контроля МАГАТЭ. Это нелегкая задача, но решение ее необходимо.

Характерная особенность развития ядерной энергетики — вызываемые ею и проявляющиеся в той или иной форме «антиядерные» настроения в обществе. В ряде капиталистических государств эти настроения, являющиеся отражением прежде всего острых социально-политических противоречий, приобрели характер довольно сильного и организованного «антиядерного» движения.

Существуют причины «антиядерных» настроений и чисто психологического характера. Настороженное отношение населения к новой технике проявляется не впервые в истории человеческого общества. Достаточно напомнить «антипаровозные» кампании и вызывающие сейчас улыбку специальные меры безопасности на железных дорогах в начальный период развития железнодорожного транспорта. Однако особые причины, вызывающие настороженное отношение населения к ядерной энергетике, можно объяснить. Практическое ее использование началось с изготовления атомного оружия, огромная разрушительная способность которого была продемонстрирована взрывами американских атомных бомб над японскими городами и многочисленными атомными испытаниями. Все это не могло не вызвать у населения отрицательного отношения и к применению ядерной энергии в мирных целях, проявление которого в специальной литературе получило название «синдрома атомной бомбы».

Высокая потенциальная опасность ЯТЦ, а также весьма специфическая проблема удаления радиоактивных отходов в значительной степени затрудняют доказательство на популярном уровне надежности принимаемых мер безопасности. Вместе с тем нельзя не обратить вни-

вание на своеобразную парадоксальную ситуацию, которая складывается при популяризации достижений ядерной энергетики в защите окружающей среды. Проблемам безопасности ЯТЦ постоянно уделяют большое внимание специалисты и общественность. В то же время это внимание или отсутствует совсем, или проявляется значительно слабее по отношению к другим отраслям энергетики и промышленности. В результате, с одной стороны, благодаря этому вниманию достигнут высокий абсолютный и относительный уровень безопасности предприятий ядерной энергетики, с другой стороны, подробный анализ всех аспектов безопасности и большой поток специальных терминов (канцерогенные и генетические эффекты облучения, риск смерти и т. п.), вышедший на страницы популярных изданий, неизбежно создает ложное впечатление об уникальности или особой опасности тех или иных вредных воздействий ЯТЦ. Осуществление планов широкого развития ядерной энергетики вызывает необходимость проведения хорошо продуманной и организованной разъяснительной работы среди населения по вопросам безопасности предприятий ЯТЦ.

Список литературы

К главе 1

1. Основные направления экономического и социального развития СССР на 1981—1985 годы и на период до 1990 года. М.: Политиздат, 1981.
2. Основные положения Энергетической программы СССР на длительную перспективу. М.: Политиздат, 1984.
3. Петросьянц А. М. Ядерная энергетика. М.: Наука, 1981.
4. Легасов В. А., Ильин Л. А., Демин В. Ф. и др. Развитие ядерной энергетики, проблема безопасности и окружающая среда. (Доклад на Международном конгрессе ядерной техники NUCLEX-81, Базель, Швейцария, 1981 г.). Препринт ИАЭ-4629, 1982.
5. Александров А. П., Коченов А. С., Кулов Е. В. и др. Атомная энергетика в СССР. — В кн.: Материалы Международной конференции по опыту, накопленному в ядерной энергетике. Вена, 13—17 сентября 1982 г. Вена: МАГАТЭ, 1983, IAEA-CN-42/33.
6. Ежегодный доклад МАГАТЭ за 1981 г. Документ МАГАТЭ GC (XXVI)/664, пункты 74—149. Вена: изд. МАГАТЭ, 1982, с. 29—53.
7. Лауэ Г. Д. Ядерная энергетика; перспектива на будущее. Бюл. МАГАТЭ, дополнение 1982, с. 12—18.
8. Михаэлис Г. — Атомная техника за рубежом, 1978, № 9, с. 32.
9. Мировая энергетика. Прогноз развития до 2020 г. М.: Энергия, 1980.
10. Чернухин А. А., Флаксерман Ю. Н. Экономика энергетики СССР. М.: Энергия, 1980, с. 218.
11. Donald J. Boque. Principales of Demography. N. Y., John Wiley and Sons, 1979.
12. Energy consumption. UN Department of Economic and Social Affairs, Statistical Yearbook 1969. N. Y., United Nations, 1970.
13. GNP per capita from World Bank Atlas Washington, DC, International Bank for Reconstruction and Development, 1970.
14. Hafele W. — J. Inst. Nucl. Engng., v. 19, № 1, p. 12.
15. World Energy Supplies 1971—1975: statistical papers. Series J. № 20 (United Nations publication, sales № E, 1977, XVII.4).
16. Steel Consumption. UN Department of Economic and Social Affairs, Statistical Yearbook, 1969, N. Y., United Nations, 1970.
17. US Anency for International Development, Population Program Assistance. Washington, CD, Government Printing Office, 1970.
18. UN Department of Economic and Social Affairs, Statistical Yearbook 1956 and Statistical Yearbook, 1969, N. Y., United Nations, 1957 and 1970.
19. US Bureau of Mines, Mineral Facts and Problems, 1970.
20. Meadows D. H., Meadows D. L., Randers J., Behrens W. W. The Limits to Growth. N. Y., Universe Books, 1972, p. 72.
21. Араб-Оглы Э. А. Демографические и экологические прогнозы. М.: Статистика, 1978.
22. Weinberg A. M., Hammond P. Global Effects of Increased Use of Energy. — In: Proc. Fourth Int. Conf. on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971.
23. Provinsional Indicative World Plan for Agricultural Development. Rome, UN Food and Agriculture Organization, 1970.
24. In [20], p. 60.
25. Жимерин Д. Г. Энергетика: настоящее и будущее. М.: Знание, 1978.

26. Лёгасов В. А., Пономарев-Степной Н. Н., Проценко А. Н. и др. Атомно-водородная энергетика (прогноз развития). — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Атомно-водородная энергетика, 1976, вып. 1, с. 10 (М., изд. ИАЭ).
27. Урланис Б. Ц. Народонаселение (исследования, публицистика). М.: 1976, с. 355.
28. Freijka T. The Future of Population Growth. Alternative Paths to Equilibrium. A Population Council Book. N. Y., 1973.
29. См. [10], с. 215.
30. Мировые и региональные перспективные оценки в области народонаселения. Документ ООН. E/CONF. 60/CBP/15, с. 36.
31. См. [9], с. 31.
32. Petroleum Economist L., 1979, № 3, p. 91.
33. Electr. World, December, 1975, p. 35.
34. Израэлит Г. Б. Энергетика и ее будущее. М.: Энергия, 1969.
35. Hubbert M. K. Energy Resources for Power Production. — In: Proc. IAEA Symposium on Environmental Aspects of Nuclear Power Stations. IAEA—SM—146/1. N. Y., 1970.
36. Стырикович М. А. — Вестник АН СССР, 1975, № 2, с. 21.
37. Energy; Global Prospects 1985—2000. Report of the Workshop on Alternative Energy Strategies. N. Y., McGraw-Hill Book Company, 1977.
38. Бринкворт Дж. Солнечная энергия: Пер. с англ. М.: Мир, 1976.
39. Electr. Rev., 1979, v. 204, № 16, p. 8.
40. Инхабер Г. — Бюл. МАГАТЭ, 1979, т. 21, № 1, с. 16.
41. Сидоренко А. В. — Вестник АН СССР, 1978, № 5, с. 100.
42. Electr. Rev., 1978, v. 203, № 3, p. 16—17.
43. Дворов И. М. Геотермальная энергетика. М.: Наука, 1976, с. 14.
44. New Scientist, 1977, v. 73, № 104, p. 576.
45. Chem. and Engng. News, v. 57, № 29, p. 25.
46. Меньчуков А. Е. — В кн.: Сокровища Земли — надежную охрану. М.: Недра, 1977, с. 59.
47. См. [43], с. 31.
48. Nuclear Fuel Cycle Requirements and Supply Considerations. Through the Long—Term. OECD Nuclear Energy Agency, December, 1977.
49. Hannum W. H., Haussermann W. Fuel Cycle Supply and Demand Trends. OECD—NEA. — Intern. Conf. on the Nuclear Fuel Cycle, London, 1978, p. 1.
50. См. [9], с. 94.
51. Попов Г. Н., Лобанов Д. П. Разработка месторождений урановых руд. М.: Атомиздат, 1970.
52. Engng. and Mining J., 1980, v. 181, № 6, p. 13.
53. Uranium. Resources, Production and Demand. A Joint Report by the OECD Nuclear Energy and IAEA, printed in France, OECD publications, 1977, p. 20.
54. Александров А. П. — Вестник АН СССР, 1975, № 2, с. 24.
55. Беленький В. З., Белостецкий А. М. Оценка роли быстрых и термоядерных реакторов в мировой энергетике. — Атомная техника за рубежом, 1978, № 7, с. 3.
56. Hafele W. e. a. Fusion and Fast Breeder Reactors. Intern. Institute for Applied Systems Analysis (IIASA), RR—77—8, 1976.
57. Синев Н. М., Батуров Б. Б. Экономика атомной энергетике. М.: Энергоатомиздат, 1984.

К главе 2

1. Физический энциклопедический словарь. М.: Советская энциклопедия, 1966, т. 5, с. 569.
2. См. [1], т. 5, с. 265.

3. Александров А. П., Доллежалъ Н. А. — Атомная энергия, 1977, т. 43, вып. 5, с. 337.
4. Овчинников Ф. Я., Голубев Л. И., Добрынин В. Д. и др. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1977.
5. Нихамкин А. Р. Рентабельность переработки отработавшего топлива ВВЭР. Препринт ИАЭ-2917, М., 1977.
6. Thorium Fuel Cycle. Vienna, IAEA, 1970, p. 1—6. Проценко А. Н. Атомная техника за рубежом, 1978, № 1, с. 3.
7. Петросьянц А. М. Ядерная энергетика. М.: Наука, 1981.
8. Сидоренко В. А. — Атомная энергия, 1977, т. 43, вып. 5, с. 325.
9. Александров А. П., Коченов А. С., Кулов Е. В. и др. — Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 4, с. 243.
10. Доллежалъ Н. А., Емельянов И. Я., Черкасов Ю. М. и др. — Там же, с. 257.
11. Семенов В. В. Основные физико-технические характеристики реакторных установок ВВЭР. Препринт ИАЭ-3104, М., 1979.
12. Воронин Л. М., Волков А. П., Козлов В. Ф. и др. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 1, с. 31.
13. Казачковский О. Д., Мешков А. Г., Митенков Ф. М. и др. — Атомная энергия, 1977, т. 43, № 5, с. 343.
14. Кочетков Л. А., Багдасаров Ю. Ф. Обзор развития быстрых реакторов в СССР. — В кн.: Опыт проектирования, строительства и эксплуатации демонстрационных БН. Вена: МАГАТЭ, 1979, с. 79.
15. Казачковский О. Д., Мешков А. Г., Митенков Ф. М. и др. — Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 4, с. 262.
16. Соколов И. Н., Скворцов С. А. Атомные ТЭЦ и атомные котельные. В кн.: Семинар АСТ-77. М.: изд. СЭВ, с. 25.
17. Емельянов И. Я., Батуров Б. Б., Корытников В. П. и др. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 1, с. 3.
18. Егоров В. В., Ковалевич О. М., Кууль В. С. и др. — Атомная энергия, 1980, т. 48, вып. 4, с. 228.
19. Доллежалъ Н. А., Корякин Ю. И. — Атомная энергия, 1976, т. 40, вып. 2, с. 133.
20. Легасов В. А., Пономарев-Степной Н. Н., Проценко А. Н. и др. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Атомно-водородная энергетика, 1976, вып. 1, с. 5 (М., изд. ИАЭ им. И. В. Курчатова); Легасов В. А., Пономарев-Степной Н. Н., Проценко А. Н. и др. — Там же, 1978, вып. 1 (4), с. 3.
21. Пономарев-Степной Н. Н., Глушков Е. С., Демин В. Е. и др. Топливные циклы при развитии атомной энергетике с использованием высокотемпературных гелиевых быстрых и тепловых реакторов. — См. [20], 1977, вып. 1 (2), с. 3.
22. Сводный том материалов по МОЯТЦ, МАГАТЭ, Вена, 1980.
25. Бюл. МАГАТЭ, 1975, т. 7, вып. 4, с. 12.
24. Доллежалъ Н. А., Боболович В. Н., Емельянов И. Я. и др. — Атомная энергия, 1977, т. 43, вып. 5, с. 369.
25. Nuclear Energy and Environment (UNEP). Pergamon Press, 1980.

К главе 3

1. Радиационная защита. Рекомендации МКРЗ. Публикация № 26. Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1978.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-76). М.: Атомиздат, 1978.
3. Источники и действие ионизирующей радиации. Научный комитет Организации Объединенных Наций по действию атомной радиации. Доклад за 1977 г. Генеральной Ассамблее с приложениями. Т. 1—3. Нью-Йорк; изд. ООН, 1978.

4. Demin V. F. Discounted dose commitment as a basis for assessment of detriment due to biosphere radioactive contamination by nuclear power facilities. Препринт ИАЭ—3524/3, М., 1981.
5. Демин В. Ф., Ермакова Е. И., Шевелев Я. В. — Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 3, с. 195.
6. Радиационная защита. Публикация МКРЗ № 14. М.: Атомиздат, 1970.
7. Всесоюзная конференция по защите от ионизирующих излучений ядерно-технологических установок. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 5, с. 365.
8. Бурназян А. И., Городинский С. М., Ильин Л. А. и др. Основные итоги работ по созданию системы радиационной безопасности в СССР. — В кн.: Мирное использование атомной энергии. Т. 2. Нью-Йорк, ООН. Вена: МАГАТЭ, 1972, с. 113.
9. Книжников В. А., Пархоменко Г. М. Современное состояние и задачи радиационной гигиены. — В кн.: Медико-биологические вопросы радиационной безопасности. М.: изд. Минздрава СССР, 1977, с. 38.
10. Воробьев Е. И., Ильин Л. А., Книжников В. А. и др. — Атомная энергия, 1977, т. 43, вып. 5, с. 374.
11. Книжников В. А. — Гигиена и санитария, 1975, № 3, с. 96.
12. Goss S. — Health Phys., 1975, v. 29, p. 715—721.
13. Ильин Л. А., Книжников В. А. Актуальные вопросы гигиенического регламентирования агентов, обладающих канцерогенным действием. — В кн.: Гигиенические проблемы радиационного и химического канцерогенеза. М.: изд. Ин-та биофизики Минздрава СССР, 1979, с. 20.
14. Книжников В. А. — Вопросы онкологии, 1983, № 6, с. 65.
15. Mancuso T., Stewart A., Kneele G. — Health Phys., 1977, v. 33, p. 369.
16. Sternglass E. J. Environmental radiation and human health. — In: Effects of Pollution of Health. Proc. of the Sixth Berkeley Symposium on Mathematical Statistics and Probability. Berkeley, California, July 19—22, 1971. V. 6. Berkeley, 1972, p. 145.
17. Anderson T. W. — Health Phys., 1978, v. 35, № 6, p. 743.
18. Gertz S. M. — Ibid., № 5, p. 723.
19. Totter J. R. — Nucl. Safety, 1980, v. 21, № 1, p. 83.
20. Радиационная защита. Публикация МКРЗ № 27. Проблемы, связанные с разработкой показателя вреда. М.: Атомиздат, 1980.
21. Заболеваемость населения СССР злокачественными новообразованиями и смертность от них/ Под ред. проф. А. Ф. Серенко и А. А. Роменского. М.: Медицина, 1970.
22. Ковалев Е. Е. Радиационный риск на Земле и в Космосе. М.: Атомиздат, 1976.
23. Москалев Ю. И., Стрельцова В. Н. Отдаленные последствия воздействия ионизирующих излучений на животных. — В кн.: Основы радиационной биологии. М.: Наука, 1964, с. 249.
24. Кузин А. М. — Радиобиология, 1978, т. 18, № 3, с. 62.
25. Шабат Л. М. О циркуляции канцерогенов в окружающей среде. М.: Медицина, 1973.
26. Книжников В. А., Грозовская В. А., Литвинов Н. Н. и др. Возникновение злокачественных опухолей легких у мышей в результате ингаляции сланцевой золы, 3,4-бензпирена и полония-210. — В кн.: Гигиенические проблемы радиационного и химического канцерогенеза. М.: Ин-т биофизики Минздрава СССР, 1979, с. 74.
27. Петоян И. М., Филюшкин И. В. — Радиобиология, 1982, № 5, с. 579.
28. Сушко Н. А. Влияние окружающей среды больших городов на здоровье населения. — В кн.: Исследования по методологической статистике. М., 1981, с. 35.

К главе 4

1. Ionizing Radiation: Sources and Biological Effects. UNSCEAR, 1982, Report to the General Assembly, UN, 1982.
2. Воробьев Е. И., Ильин Л. А., Книжников В. А., Алексахин Р. М. — Атомная энергия, 1979, вып. 47, с. 219.
3. Алексахин Р. М. Ядерная энергия и биосфера. М.: Энергоиздат, 1982.
4. Пределы поступления радионуклидов для работающих с ионизирующим излучением. Публикация МКРЗ № 30. М.: Энергоиздат, 1982.
5. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций (СП АЭС-79). М.: Энергоиздат, 1981.
6. См. [7] в гл. 7.
7. См. [3] в гл. 3.
8. Книжников В. А., Демин В. Ф. Актуальные вопросы теории радиационной гигиены. — В кн.: Тезисы докладов Всесоюзной конференции «Актуальные вопросы радиационной гигиены», ноябрь 1983 г., г. Обнинск. М.: изд. Ин-та биофизики Минздрава СССР, 1983, с. 215.
9. Легасов В. А., Демин В. Ф., Шевелев Я. В. Экономика безопасности ядерной энергетики. Препринт ИАЭ-4080/3. М., 1984.
10. Demin V. F. Knizhnikov V. A. On assessment of individual and collective radiation risk with the linear dose-response relationship. Препринт ИАЭ-3848/3. М., 1983.
11. Сауров М. М., Туркин А. Д., Книжников В. А., Гусев Д. И. О некоторых подходах к проблеме нормирования облучения населения от выбросов АЭС. — In: Nuclear Power and its Fuel Cycle (Proc. of Intern. Conf. Salzburg, 2—13 May 1977). V. 4. Vienna, IAEA, 1977, p. 227.
12. Булдаков Л. А., Гусев Д. И., Гусев Н. Г. и др. Радиационная безопасность в атомной энергетике/ Под ред. А. И. Бурназяна. М.: Атомиздат, 1981, с. 10.
13. Mehe J. — Kerntechnik, 1978, Bd 20, № 7, S. 328.
14. Население СССР. Справочник. М.: Политиздат, 1974.
15. Итоги Всесоюзной переписи населения 1970 г. Т. 2. М.: Статистика, 1972, с. 13.
16. Дубинин Н. П., Пашин Ю. Л. Мутагенез и окружающая среда. М.: Наука, 1978.

К главе 5

1. Колобашкин В. М., Рубцов П. Д., Ружанский П. А. и др. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива/ Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1983.
2. Источники и действие ионизирующей радиации. Доклад Генеральной Ассамблеи ООН за 1977 г. Научный комитет ООН по действию атомной радиации, Т. I. Нью-Йорк: ООН, 1978.
3. Воронин Л. М., Волков А. П., Козлов В. Ф. — Атомная энергия, 1976, т. 41, № 4, с. 235.
4. Материалы III симпозиума СЭВ по исследованиям в области переработки облученного топлива. Марианске Лазне, ЧССР, 24—26 марта 1974 г. Прага: изд. Чехословацкой комиссии по атомной энергии, 1975.
5. Козлов В. Ф. Радиоактивные выбросы серийных АЭС с реакторами ВВЭР-440 и РМБК-1000. — В сб.: Атомные электростанции. Вып. 4. М.: Энергия, 1981, с. 116.
6. Рублевский В. П., Голенецкий С. П., Кирдин Г. С. Радиоактивный углерод в биосфере. М.: Атомиздат, 1979.
7. См. [7] в гл. 7.
8. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации (ОПБ-82). — Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 2, с. 151.

9. Воронин Л. М., Волков А. П., Козлов В. Ф. и др. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 1, с. 31.
10. Овчинников Ф. Я., Голубев Л. И., Добрынин В. Д. и др. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. М.: Атомиздат, 1977.
11. Никифоров А. С., Жихарев М. И., Землянухин В. И. и др. — Атомная энергия, 1981, т. 50, вып. 2, с. 128.
12. Нахутин И. Е., Очкин Д. В., Смирнова Н. М. и др. Газоочистка и контроль газообразных выбросов, М.: Энергоатомиздат, 1984.
13. Нахутин И. Е., Смирнова Н. М., Очкин Д. В. — Атомная энергия, 1978, т. 44, вып. 3, с. 251.
14. Дичев Г., Хитов Г., Шрайтер В. и др. — Атомная энергия, 1981, т. 50, вып. 2, с. 99.
15. Воробьев Е. И., Ильин Л. А., Книжников В. А. и др. — Атомная энергия, 1977, т. 43, вып. 5, с. 374.
16. Бурназян А. И., Воробьев Е. И., Ильин Л. А. и др. Оценка, прогноз и регламентация доз облучения населения в связи с эксплуатацией АЭС в СССР. Доклад на Международной конференции «Ядерная энергетика и ее топливный цикл», Зальцбург, Австрия, 2—13 мая 1977 г.
17. Голубев Л. И., Илясов В. М., Лурье А. И. и др. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 2, с. 79.
18. См. [22] в гл. 2.
19. Берлянд М. Е. Современные проблемы атмосферной диффузии и загрязнения атмосферы. Л.: Гидрометеиздат, 1975.
20. Physical Behaviour of Radioactive Contaminants in the Atmosphere. Proc. of a Symposium, Vienna, 12—16 November 1973. Vienna: IAEA, 1974.
21. Воробьев Е. И., Ильин Л. А., Туровский В. Д. и др. — Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 4, с. 277.
22. Гусев Д. И., Павловский О. А. Вопросы радиационной безопасности населения при использовании атомной энергии для теплофикации городов. — В кн.: Атомные электрические станции. Вып. 2. М.: Энергия, 1979, с. 191.
23. Булдаков Л. А., Гусев Д. И., Гусев Н. Г. и др. Радиационная безопасность в атомной энергетике. М.: Атомиздат, 1981.
24. Артемова Н. Е., Бондарев А. А., Карпов В. И. и др. Допустимые выбросы радиоактивных и вредных химических веществ в приземной слой атмосферы/ Под ред. Е. Н. Теверовского и И. А. Терновского. М.: Атомиздат, 1980.
25. Atmospheric Dispersion in Nuclear Power Plant Siting, № 50—SG—S3. Vienna: IAEA, 1980.
26. Соколов И. Н., Скворцов С. А., Краузе Л. В. и др. Низкотемпературный водо-водяной реактор для АСТ. — В кн.: Семинар АСТ-77. М.: изд. СЭВ, 1978, с. 115.
27. Соколов И. Н., Скворцов С. А. Атомные ТЭЦ и атомные котельные. Там же, с. 25.
28. См. [18] в гл. 2.
29. Кочетков Л. А., Багдасаров Ю. Е. Обзор развития быстрых реакторов в СССР.
30. Graham J. — Nucl. Safety, 1975, v. 16, № 5, p. 564.
31. Сметанников В. П. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Атомно-водородная энергетика, 1978, вып. 1, с. 87 (М., ИАЭ).
32. Проценко А. Н., Столяревский А. Я. — Там же, 1977, вып. 1, с. 21.
33. Маргулис У. Я., Проценко А. Н., Хрулев А. А. и др. — Там же, 1979, вып. 1, с. 80.

К главе 6

1. Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Ladge Nuclear Power Plants. WASH—740, 1957.
2. An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plant (Reactor Safety Study). WASH—1400, 1975.

3. Атомная энергия, 1979, т. 47, вып. 1, с. 61.
4. Nucl. Safety, 1976, v. 17, № 3, p. 315—326.
5. Moody E. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1978, v. 30, p. 565.
6. Судовые ядерные энергетические установки/ Под ред. В. А. Кузнецова. М.: Атомиздат, 1976.
7. Сидоренко В. А. Вопросы безопасности работы реакторов ВВЭР. М.: Атомиздат, 1977.
8. Михайлов О. В. — Энергетическое строительство за рубежом, 1975, № 5, с. 7.
9. Хайдуков Г. К., Коробов Л. А., Назарьев О. К., Карелин Е. П. Железобетонные защитные оболочки АЭС. М.: Атомиздат, 1978.
10. Stevenson J. — Nucl. Engng. Design, 1978, v. 48, № 1, p. 157—165.
11. Букринский А. М., Татарников В. П. — Электрические станции, 1978, № 8, с. 5.
12. Kussmaul K. — Atomwirtschaft, 1978, Bd. 23, № 7/8, S. 354.
13. Dickey J. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1978, v. 30, p. 356.
14. Сивинцев Ю. В. Радиационная безопасность на ядерных реакторах. М.: Атомиздат, 1967.
15. Ковалевич О. М. — Атомная техника за рубежом, 1979, № 4, с. 47.
16. а) Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных электростанций (ПРБ АЭС). М.: Минэнерго, 1974.
- б) Правила ядерной безопасности атомных электростанций (ПБЯ-04-74). Изд. 2-е. М.: Атомиздат, 1977.
- в) Санитарные правила проектирования и строительства атомных электростанций (СП АЭС-79). М.: Энергоиздат, 1981.
17. O'Donnell E. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1978, v. 80, p. 482.
18. Hartwig C. — Atomwirtschaft, 1976, Bd. 21, № 9/10, S. 489.
19. Modarres M. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1978, v. 30, p. 362.
20. Nertney R. — Ibid., p. 255.
21. Клемин А. И., Поляков Е. Ф. — Атомная техника за рубежом, 1977, № 3, с. 3—11.
22. Biological Effects of Ionizing Radiation. N. Y.: Nat. Ac. of Sci., 1975.
23. Сидоренко В. А., Ковалевич О. М. — Атомная энергия, 1984, т. 50, вып. 2, с. 93.
24. Багдасаров Ю. Е. и др. Безопасность быстрых реакторов с натриевым теплоносителем (Доклад № 342 на Зальцбургской конференции). — In: Nuclear Power and its Fuel Cycle. V.5. Vienna: IAEA, 1978, p. 605—625.

К главе 7

1. См. [2] в гл. 5.
2. Очистка отходящих газов при переработке облученного топлива за рубежом. — АИНФ 515, М., 1980, вып. 2, с. 4.
3. Nuclear Power, the Environment and Man. Vienna: IAEA, 1982.
4. Nuclear Energy Agency. Report of an expert Group on the Radiological Significance of ^3H , ^{14}C , ^{85}Kr and ^{129}I from Nuclear Fuel Cycle. OECD/NEA, 1980.
5. См. [1] в гл. 5, с. 354.
6. Руженцова И. Н., Теверовский Е. Н. Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 3, с. 192.
7. Ionizing radiation: sources and biological effects, UNSCEAR, 1982, Report to the General Assembly, UN, 1982, Annex F.
8. См. [2] в гл. 5, с. 358.
9. В кн.: БЭС. 3-е изд. М.: 1971, т. 5, с. 293; 1972, т. 8, с. 361.
10. Быков А. А., Демин В. Ф., Мурзин Н. В. Оценка глобальных эффектов радиоактивного загрязнения биосферы предприятиями ядерного топливного цикла. — В кн.: Тезисы докладов Всесоюзной конференции «Актуальные

вопросы радиационной гигиены», ноябрь 1983 г., г. Обнинск. М.: изд. Ин-та биофизики Минздрава СССР, 1983, с. 30.

11. См. [5] в гл. 3.

12. См. [6] в гл. 2.

К главе 8

1. Фролов Ю. С., Бочкарев В. В., Кулиш Е. Е. Развитие производства изотопов в СССР. — В кн.: Всесоюзная научно-техническая конференция по применению радиоактивных и стабильных изотопов и излучений в народном хозяйстве и науке. М., 1957.

2. Лещинский Н. И. Транспортирование радиоактивных веществ. М.: Госатомиздат, 1962.

3. Бочкарев В. В., Брежнева Н. Е., Кулиш Е. Е. Прогресс в получении и производстве изотопов. — В кн.: Всесоюзная научно-техническая конференция «XX лет производства и применения изотопов и источников ядерных излучений в народном хозяйстве СССР». Тезисы докладов пленарных заседаний. М.: Атомиздат, 1968, с. 1.

4. Blomeke J. O. — Nucl. News, 1975, v. 18, p. 62.

5. Правила безопасности при транспортировке радиоактивных веществ (ПБТРВ-73). М.: Атомиздат, 1974.

6. Правила безопасности при перевозке радиоактивных веществ. Пересмотренное издание 1973. Серия изданий по безопасности. Вып. 6. Вена: МАГАТЭ, 1973.

7. Фрейман Э. С., Шупановский В. Д., Калашин В. М. Основы безопасности перевозки радиоактивных веществ. М.: Атомиздат, 1977.

8. Руководство по проектированию транспортных контейнеров. Сокр. пер. с англ. М.: Атомиздат, 1972.

9. Архиповский Ю. И., Бурлаков В. А., Кондратьев А. Н., Любимов Е. Д. — Атомная энергия, 1975, т. 39, вып. 1, с. 42.

10. Атомная техника за рубежом, 1972, № 8, с. 48.

11. Proceedings of the International Symposium on Packaging and Transportation of Radioactive Materials. Florida, 1974, Conf — 740901, p. 1—3.

12. Контейнеры для транспортирования отработавших тепловыделяющих элементов АЭС. — Труды ЦКТИ, 1977, вып. 142.

13. Nuclear Power and the Environment, Questions and Answers. Published by the Amer. Nucl. Soc., 1976, p. 42.

14. Нормы радиационной безопасности (НРБ-76). М.: Атомиздат, 1979; Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений (ОСП-72). М.: Атомиздат, 1973.

15. Keese H. Nuclear Transportation, Today and Tomorrow. International Conference on the Nuclear Fuel Cycle, Atomic Industrial Forum, Inc./British Nuclear Forum. 25—29 September 1978. London/England. Nu 61-6-X.

К главе 9

1. См. [22] в гл. 2.

2. Oliver J. P. — Adv. Nucl. Sci. and Techn., 1975, v. 8, p. 141.

3. Плутоний (справочник)/ Под ред. О. Вика. М.: Атомиздат, 1971.

4. Ласкорин Б. Н., Круглов А. К., Скороваров Д. И. и др. — Атомная энергия, 1978, т. 44, вып. 2, с. 118—124.

5. Gavanet M. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1977, v. 25, p. 63.

6. Сивинцев Ю. В., Фуремс М. М. — Атомная техника за рубежом, 1979, № 7, с. 12—24.

7. High-Level Radioactive Waste Management (Proc. Symposium). Washington; Amer. Chem. Soc., 1976.

8. In: Radioactive Waste Disposal (Pollution Technology Review, v. 38). N.—Y., 1977, p. 364.

9. Human and Ecological Effects. N.—Y., 1974, p. 198.
10. Спицын В. И., Пименов М. К., Балукова В. Д. и др. — Атомная энергия, 1978, т. 44, вып. 2, с. 161;
- Балунова В. Д., Брежнева Н. Е., Жихарев М. И. и др. — In: Nuclear Power Experience. V. 3. Vienna: IAEA, 1983, p. 167—180.
11. Nuclear Energy Maturity (Proc. Conf.). V. 8. Pergamon Press, 1976.
12. Schüller — Atomwirt — Atomtechn., 28, № 2, 80—85, 1983.
13. Techniques for the Solidification of High—Level Radioactive Wastes. Vienna: IAEA, 1977.
14. Roberts L. — Atom, 1979, № 267, p. 8.
15. Review of Nuclear Waste Management, DOE/ER—0004/D, Washington, 1978.
16. Characteristics of Solidified High—Level Waste Products. Vienna: IAEA, 1979.
17. Mendel J. — Nucl. Techn., 1977, v. 32, № 2, p. 72.
18. Kroebl R. — In: Management of Radioactive Wastes. V. 2. Vienna: IAEA, 1976, p. 241.
19. Лазарев Л. Н., Кузнецов Ю. В., Шашунов Е. А. и др. (Доклад Sm-261/61) In: Conditioning of Radioactive Wastes for Storage and Disposal. Vienna: IAEA, 1983, p. 253—263.
20. Oliver J. P. — In: Nucl. Power and its Fuel Cycle. V. 4. Vienna: IAEA, 1977, p. 118.
21. Feates S., Wivstad I. — Nucl. Engng. Intern., 1978, v. 23, № 267, p. 53—54.
22. Беттхер А. — В кн.: Исследования в области обезвреживания жидких, твердых и газообразных отходов (Материалы IV научно-техн. конференции СЭВ, Москва). Вып. 3. М.: Атомиздат, 1978, с. 11.
23. Бурмистрова Н. М. — Там же, с. 34.
24. Grover J. — IAEA Bull., 1978, v. 20, № 4, p. 23.
25. Taylor F. E., Webb G. A. Radiation Exposure of the UK Population. NRPB—Rept. 77, 1977.
26. Alternatives for Managing Wastes from Reactors and Post—Fission Operations in LWR Fuel Cycle. ERDA Rept. 76—93. V. 2. 1976.
27. Lowenberg H. Benefit—Cost Analysis of Pu Recycle — Options NRC. — In: Nucl. Power and its Fuel Cycle. V. 3. Vienna: IAEA, 1977, p. 289.
28. Waste Management and Disposal. Rept. of Working Group 7 INFCE. Vienna: IAEA, 1980.
29. Pigford T. H. — Ann. Rev. Nucl. Sci., 1974, v. 24, p. 515.
30. Pigford T. H. — Health Phys., 1975, v. 29, № 4, p. 451.
31. Проблемы токсикологии плутония и америция/ Под ред. Ю. И. Москалева. М.: Атомиздат, 1970.
32. The Metabolism of Compounds of Plutonium and other Actinides (ICRP Publ. 19). Oxford: Pergamon Press, 1977.
33. См. [2] в гл. 6.
34. Cohen B. L. — Nucl. Engng. Intern., 1976, v. 21, № 250, p. 35.
35. Родин С. С., Смирнов Ю. В., Чопорняк А. Б. — Атомная техника за рубежом, 1977, № 10, с. 16.
36. Lister B. A., — Atom, 1979, № 268, p. 36.
37. Круглов А. К., Рудик А. П. Искусственные изотопы и методика расчета их образования в ядерных реакторах. М.: Атомиздат, 1977.
38. Косяков В. Н., Швецов И. К. — Атомная энергия, 1978, т. 44, вып. 4, с. 315.
39. Parish T. e. a. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1976, v. 23, p. 59.
40. Jenquin U. P. — Ibid., p. 549.
41. High—Level Radioactive Waste Management Alternatives/ Ed. K. J. Schneider and A. M. Platt. USAEC Rept. BNWL-1900, v. 4, 1974.
42. Бакуменко Ш. Д., Ихлов Е. М., Кулаковский М. Я. — Атомная энергия, 1978, т. 44, вып. 2, с. 140.

43. Drumheller K. — Nucl. Techn., 1974, v. 24, № 3, p. 418.
44. Smith C. F. — Nucl. Engng. Design, 1976, v. 39, № 2/3, p. 322.
45. Weart W. D. — In: Management of Radioactive Wastes. V. 2. Vienna: IAEA, 1976, p. 303.
46. Ibid., p. 295.
47. Ковалев Е. Е. — Радиационный риск на Земле и в Космосе. М.: Атомиздат, 1975.
48. Natural Background Radiation in the United States. NCRP Rept. № 45. Washington, 1975.
49. Lewis J. B. — Atom, 1978, № 262, p. 218.
50. Lenzlaff H. — Atomwirtschaft, 1978, Bd. 23, № 7/8, S. 335.
51. Maurette M. — Ann. Rev. Nucl. Sci., 1976, v. 26, p. 319.
52. The Oklo Phenomen (Proc. Symposium). Vienna: IAEA, 1978.
53. Cuddihy R. e. a. — Env. Sci. Techn., 1977, v. 11, № 13, p. 1160.

К главе 10

1. The Environmental Impacts of Nuclear Energy (United Nations Environment Programme). Rept. of the Executive Director, 1978.
2. Nuclear Power and the Environment. Questions and Answers. Washington: Amer. Nucl. Soc., 1978, p. 68.
3. Thermal Discharges at Nuclear Power Stations. Technical Reports Series № 155. Vienna: IAEA, 1974, p. 7.
4. Hutchison V. H. Factors Influencing Thermal Tolerances of Individual Organisms. — In: Thermal Ecology II/Ed. G. W. Esch and R. W. McFarlane. Washington: ERDA, 1976, p. 10.
5. Агеев Г. С., Лапшин М. М. In: Environmental Effects of Cooling Systems at Nuclear Power Plants (Proc. of a Symposium). Vienna: IAEA, 1975, p. 748.
6. Mesarovic M. M. — Ibid., p. 313.
7. Агеев Г. С., Лапшин М. М. — Ibid., p. 742.
8. Belter W. G. — Ibid., p. 5.
9. Spurr G., Scriven R. A. — Ibid., p. 242.
10. Martin A. — Atmosph. Environ., 1974, v. 8, p. 419.
11. Jameson R. M., Adkins G. G. Waste Heat Disposal in Power Plants. Annual Heat Transfer Issue, COOLING TOWERS, CEP/AIChE Tech. Manual, N. Y., 1972, p. 1—6.
12. Schneider S. H., Dennett R. D. — Ambio, 1975, v. 4, № 2, p. 72.
13. Sawyer J. S. Notes on the Possible Physical Causes of Long — Term Weather Anomalies (World Meteorological Organization Technical Note № 66), Geneva, 1965, p. 227.
14. Rotty R. M., Mitchell J. H. Man's Energy and the World's Climate (Institute for Energy Analysis Report, Oak Ridge Associated Universities), Paper, presented at 67-th Annual Meeting of the American Institute of Chemical Engineers, Washington, December 1974.
15. См. [12], с. 69.

К главе 11

1. См. [22] в гл. 2.
2. Nuclear Energy and Environment (UNEP). Pergamon Press, 1980.
3. См. [1], с. 85.
4. См. [2], с. 17, 18.
5. Бюллетень МАГАТЭ, 1979, т. 21, № 21, с. 13—20.
6. Гержманскы Б. — Атомная энергия, 1980, т. 47, вып. 6, с. 352.
7. Смирнов Ю. В., Ефимова З. Н., Скороваров Д. И., Иванов Г. Ф. — Атомная техника за рубежом, 1980, № 4, с. 18.
8. Энергетическое топливо СССР. М.: Энергия, 1979.

9. Энергетика и охрана окружающей среды/Под ред. Н. Г. Залогина, Л. И. Кроппа и Ю. М. Кострикина. М.: Энергия, 1979.
10. См. [25], в гл. 3.
11. В кн.: БСЭ. 3-е изд. М.: 1974, т. 3, с. 232, 560; т. 4, с. 238; т. 6, с. 359; т. 12, с. 349; т. 16, с. 463; т. 17, с. 162, 610; т. 23, с. 77, 297, 493; т. 27, т. 69, т. 28, с. 570.
12. Стырикович М. А. — Природа, 1974, № 4, с. 17.
13. Федоров Е. К. Экологический кризис и социальный прогресс. Л.: Гидрометеониздат, 1977.
14. Будыко М. И. Климат в прошлом и будущем. Л.: Гидрометеониздат, 1980.
15. Нихаус Ф. — Бюллетень МАГАТЭ, 1970, т. 21, № 1, с. 2.
16. См. [20] в гл. 1, с. 88.
17. Environmental Implications of Expanded Coal Utilization. Washington: Pergamon Press, 1982.

К главе 12

1. Vohra K. G. A comparative study of the risks of cancer mortality from ionizing radiations and chemical pollutants. — In: Proceedings of IV-th International Congress IRPA, Paris, 1977. V. 1, p. 181.
2. Murthy M. S. S. Radiation and chemical mutagenic agents: should we have a single exposure limit? — Ibid., p. 173.
3. Richmond Ch. R. — Radiat. Res., 1978, v. 73, № 3, p. 395.
4. Vohra K. G. A Comparative Study of the Lung Cancer Risks of Nuclear Power and Power from the Combustion of Fossil—Fuel. Working Paper for the IAEA Advisory Group Meeting Held at Trieste During May 7—11, 1979.
5. Martin Y. E. e. a. Radioactivity from fossil—fuel and nuclear power plants. — In: Environmental Aspects of Nuclear Power Station (Proc. of a Symposium). Vienna: IAEA, 1971, p. 325.
6. Martin Y. E. Comparative population radiation dose commitments of nuclear and fossil-fuel electric power cycles. — In: Proceedings of Symposium on Population Exposures. Health Physics Society, Knoxville, Tennessee, Oct. 21—24, 1974, p. 317.
7. Hull A. P. — Nucl. Safety, 1971, v. 12, № 3, p. 185—196.
8. Yaworowski Z., Bilkiewicz J., Dobosz E. e. a. Radiation hazards to the population resulting from conventional and nuclear electric power production. — In: Environmental Surveillance Around Nuclear Installations (Proc. of a Symposium). V. 1. Vienna: IAEA, 1974, p. 403.
9. Сивинцев Ю. В., Теверовский Е. Н. — Атомная энергия, 1976, т. 41, вып. 4, с. 263.
10. Friberg L. Health effects of air pollution with special reference of combustion products of fossil—fuel. Contribution paper for the UNEP. — In: Study of the Environmental Impacts of Extraction, Transportation, Conversion, Transmission and Use of Fossil—Fuels. UNEP, 1977.
11. Книжников В. А., Бархударов Р. М. — Атомная энергия, 1977, т. 43, вып. 3, с. 191—196.
12. Бабаев Н. С., Демин В. Ф., Кузьмин И. И., Степанчиков В. И. — Природа, 1978, № 10, с. 3—16.
13. Ilyin L. A., Knizhnikow V. A., Barkhudarov R. M. A relative risk estimation of excessive frequency of malignant tumors in population due to discharges into the atmosphere from fossil—fuel and nuclear stations. — In: [1], p. 189.
14. Lave L. B. Health effects of electricity generation from coal, oil and nuclear fuel. — In: Energy and the Environment: a Risk Benefit Approach. Proc. of Conference, Birmingham, 1975, p. 63.
15. Review of the environmental impact of production, transportation and use of fossil—fuels. Reports of the Executive Director United Nations Environment Programme. March 1978.

16. **Proceedings IAEA Advisory Group Meeting on Comparative Health Impacts of Nuclear and Alternative Sources, of Energy, Trieste, Italy, May 7—12 1979.**
17. **Братченко Б. Ф. Угольная промышленность** — В кн.: БСЭ, 3-е изд., М., 1977, т. 26, с. 463.
18. **Довба А. С., Дмитриева Л. М. Производительность труда на предприятиях угольной промышленности.** М.: Недра, 1968.
19. **Атомная наука и техника в СССР.** М.: Атомиздат, 1977.
20. **Энергетика и охрана окружающей среды.** М.: Энергия, 1979.
21. **Рекомендации МКРЗ. Проблемы, связанные с разработкой показателя вреда.** Публикация 27. М.: Атомиздат, 1979.

К главе 13

1. **Ковпацкий М. Пневмокониозы.** — В кн.: Большая медицинская энциклопедия. М.: 1962, т. 25, с. 55.
2. **Хухрина Е. В. Пневмокониозы и пути их ликвидации в СССР.** — В кн.: Борьба с пылеобразованием на производстве. М.: Медицина, 1964. с. 6—71.
3. **Борисенкова Р. В., Тимохин Д. И. Итоги и дальнейшие задачи научных исследований по гигиене труда рабочих угольной промышленности.** — В кн.: Вопросы охраны здоровья трудящихся Кузбасса. Новокузнецк, 1970, с. 45—52.
4. **Шаталов Н. Н. Пневмокониозы.** — В кн.: БСЭ. 3-е изд. М., 1975, т. 20, с. 63.
5. **Failla L. Comparison between Worker—Death in Modern Industries and in Nuclear Activities.** *Comitato Nazionale Energia Nucleare. RT/PROT (77) 15.*
6. См. [6] в гл. 7.
7. **Быховский А. В., Чесноков Н. И., Хачиров Дж. Г.** — Гигиена и санитария, 1970, № 5, с. 30—45.
8. **Быховский А. В., Николаев В. Н., Чесноков Н. И.** Вопросы гигиены труда на урановых рудниках и эффективность применяемых профилактических мероприятий. — В кн.: Вопросы гигиены труда на урановых рудниках и обогатительных предприятиях. М.: Атомиздат, 1971, с. 5—17.
9. **Альтерман А. Д., Быховский А. В., Ходжиматов А. Х.** — Гигиена и санитария, 1973, № 7, с. 49—54.
10. **Отрощенко Н. М.** К сравнительной характеристике экскреции полония-210 с мочой шахтеров. — В кн.: Актуальные вопросы краевой гигиены Донбасса и физиологии труда в глубоких угольных шахтах. Киев: Здоров'я, 1972, с. 75, 76.
11. **Старостюк Е. М.** — Тр. Донец. мед. института. Юбилейный сборник, 1940, т. 5, с. 1.
12. **Суханов В. В., Кудинов В. П.** О радиационной обстановке в глубокой угольной шахте. — См. [10], с. 16—18.
13. **Клевцова А. Н., Отрощенко Н. М.** О содержании долгоживущих дочерних продуктов радона в организме горнорабочих-угольщиков. — См. [10], с. 74, 75.
14. **Габуня Г. Ш.** — Гигиена и санитария, 1969, № 11, с. 48.
15. **Книжников В. А., Пархомеико Г. М.** Современное состояние и задачи радиационной гигиены. — В кн.: Медико-биологические вопросы радиационной безопасности. М.: Атомиздат, 1977, с. 38.
16. **Halbritter G., Brautigam K. R., Fluck F. W., Lessman E.** Health Impacts Differ. Sources Energy. — In: *Proc. Int. Symp., Nashville, 22—26 June 1981. Vienna, 1982, p. 229.*
17. **Сподин Н. К.** Динамика инвалидности рабочих угольной промышленности Донбасса за 1949—1967 гг. — В кн.: Вопросы гигиены труда и профессиональной патологии. Киев: Здоров'я, 1970, с. 138.
18. **Крылов В. Ф.** Состояние и меры по снижению заболеваемости на шахтах комбината «Кузбассуголь» — См. [24], с. 58.

19. Акулов К. И., Алькерн Л. Л., Малинова Г. А. Профессиональная заболеваемость и меры профилактики ее на предприятиях горной промышленности РСФСР. — В кн.: Материалы Республиканской научно-практической конференции по профилактике пневмокониозов. Шахты: Изд-во Мин. соц. обеспечения РСФСР, 1967, с. 19.

20. Зингер Ф. Х. Состояние и динамика общей и профессиональной заболеваемости рабочих угольной промышленности Донецкой области. — См. [19], с. 116.

21. Ляшко Н. Н. Инвалидность и меры ее предупреждения при пневмокониозах у шахтеров. — См. [19], с. 5.

22. Китьян Н. Н., Куликов О. П., Васильева Т. А. Экспертиза трудоспособности и трудоустройство больных пневмокониозом в угольной и горнорудной промышленности. — В кн.: Врачебно-трудовая экспертиза и соц.-трудовая реабилитация инвалидов. М., 1975, МСО РСФСР, ЦИЭТИН, вып. 3, с. 67.

23. Груздева Р. А., Кульянов В. С., Чумак К. И. Условия труда и пневмокониоз у рабочих при добыче угля открытым способом. — Вопросы гигиены труда и профпатологии в угольной промышленности. — Ученые записки МНИИТ им. Ф. Ф. Эрисмана, 1971, № 8, с. 26.

24. Кобец Г. П., Сафонов В. Л. О состоянии и задачах промышленно-санитарного надзора в угольной промышленности Донецкой области. — См. [19], с. 9.

К главе 14

1. Чернявский Г. П. Опыт изучения заболеваемости и смертности от рака легкого населения Ростовской области. — Диссертация на соискание степени кандидата медицинских наук. Ростов-на-Дону: изд. Рост. мед. ин-та, 1960.

2. Hamilton L. D. Assessing the Health and Environmental Costs of Energy Production and Use. — См. [16] в гл. 12.

3. Хануков Е. Д. Железнодорожный транспорт. — В кн.: БСЭ. 3-е изд. М., 1972, т. 9.

4. Величковский Б. Т. Фиброгенные пыли: особенности строения и механизма биологического действия. Горький: Волго-Вятское изд-во, 1980.

5. Кудинов В. П. Суммарная пылевая нагрузка за год рабочих очистного забоя. — В кн.: Вопросы гигиены труда и профессиональной патологии. Киев: Здоров'я, 1970, с. 30.

6. Белоцерковская Л. И., Крутоногий Б. А., Жакенова Р. К., Токмурзина Р. У. — Здравоохранение Казахстана, 1966, № 10, с. 12.

7. Джафалова Э. М. О состоянии заболеваемости пневмокониозами и проведение мероприятий по борьбе с пылью в горной промышленности РСФСР. — В кн.: Материалы XIX Московской научно-практической конференции по проблемам промышленной гигиены. М., 1963, с. 30—32.

8. Hamilton L. D. Health Effects of Electricity Generation. — In: Proc. of Conference on Health Effects of Energy Production. Ontario, Canada, September, 1979. N. Y., 1980, p. 17.

9. Голубов Г. К. Состояние и меры по улучшению промышленно-санитарного надзора за предприятиями угольной промышленности в Ворошиловградской области. — См. [5], с. 15.

10. Коган А. Б., Рябухин В. Г. и др. Пылеватый фактор и заболеваемость пневмокониозом рабочих, занятых на углеобогатительных фабриках Кузбасса. — В кн.: Гигиена и профессиональные заболевания. М.: изд. Ин-та им. Ф. Ф. Эрисмана, 1972, с. 27.

11. Energy Utilization and Environmental Health/Ed. by R. A. Wadden. New York — Chichester—Brisbane—Toronto, J. Willey and Sons.

12. Книжников В. А. — Гигиена и санитария, 1975, № 3, с. 96.

13. Заболеваемость населения СССР злокачественными новообразованиями и смертность от них. М.: Медицина, 1970.

14. Книжников В. А., Грозовская В. А., Бархударов Р. М. и др. Рак легких у мышей в результате длительного вдыхания 3,4-бензпирена. — В кн.: Гигиенические проблемы радиационного и химического канцерогенеза. М.: изд. Ин-та биофизики Минздрава СССР, 1979, с. 116.

15. Книжников В. А., Грозовская В. А., Бархударов Р. М., Шагин Ю. А. Радиобиологический эквивалент 3,4-бензпирена по эффекту канцерогенеза в легких. — См. [16] в гл. 12, р. 511, (IAEA-SM-254/107).

16. Воробьев Е. И., Книжников В. А. Основные факторы риска для здоровья при получении энергии в ядерном и угольном топливных циклах. — Там же, р. 627.

17. Книжников В. А. Сравнительная оценка ущерба для здоровья персонала и населения при производстве электроэнергии на АЭС и ТЭС. — Доклад, представленный на Межд. конф. по опыту, накопленному в области ядерной энергетики. Вена, 13—17 сент., 1982 (IAEA-CN-42/351).

18. Tracy B. L., Prantl F. A. Radiological implications of thermal power production. In: [16], в гл. 12, р. 185.

19. Jacobi W., Schmier H., Schwibach J. Comparison of radiation exposure from coal-fired and nuclear power plants in the Federal Republic Germany. — Ibid., р. 215

20. Styron C. E., Bishop C. T., Casella V. R. e. a. Assessment of the impact of radionuclides in coal ash. — Ibid., р. 169.

21. Lautkaski R., Pohjola R., Savolainen V., Vuori S. A. comparative assessment of the health impacts of coal-fired, peat-fired and nuclear power plants. — Ibid., р. 569.

22. Hamilton L. D. Comparing the health and environmental hazards of different energy systems. In: [8], р. 611.

Оглавление

Предисловие ко второму изданию	5
Предисловие редактора	6

1. Ядерная энергетика: 30 лет развития и перспективы

Глава 1. Необходимость развития ядерной энергетики	11
Введение	11
1.1. Роль энергии в развитии цивилизации	18
1.2. Некоторые тенденции развития общественного производства и их влияние на уровень энергопотребления	21
1.3. Аналитические оценки предстоящего роста энергопотребления	27
1.4. Энергетика на органическом топливе и перспективы ее развития	33
1.5. Возобновляемые источники энергии и их ресурсы	37
1.6. Ядерная энергетика и ее ресурсы	53
Заключение	61

Глава 2. Ядерный топливный цикл. Виды воздействия предприятий цикла на биосферу	62
Введение	62
2.1. Ядерное топливо	62
2.2. Типы ядерных энергетических реакторов	64
2.3. Схемы ядерных топливных циклов	75
2.4. Виды и особенности воздействия предприятий ЯТЦ на окружающую среду	81

2. Основы радиационной защиты .

Глава 3. Биологическое действие ионизирующих излучений	84
3.1. Основные понятия и терминология	84
3.2. Основные эффекты действия ионизирующих излучений на живой организм	88
3.3. Концепция беспороговой линейной зависимости доза — эффект	92
Заключение	100

Глава 4. Основные принципы и нормы радиационной безопасности	101
Введение	101
4.1. Основные критерии и принципы радиационной безопасности	102
4.2. Нормы радиационной безопасности	107

4.3. Некоторые перспективы развития принципов регламентации облучения человека	98
4.4. Уровни облучения населения СССР за счет различных источников ионизирующих излучений	111

3. Обеспечение радиационной защиты населения при работе предприятий ядерного топливного цикла

Глава 5. Радиационная безопасность атомных станций в нормальном режиме работы	123
5.1. Радиоактивные вещества, образующиеся при работе АЭС	123
5.2. Радиоактивные отходы АЭС: источники, классификация и обработка	127
5.3. Удаление радиоактивных отходов АЭС	131
5.4. Дозы облучения населения за счет радиоактивных выбросов АЭС	136
5.5. Атомные станции с перспективными реакторами: выбросы радиоактивных веществ и дозы облучения населения	141

Глава 6. Обеспечение радиационной защиты населения при авариях на АЭС	143
---	-----

6.1. Основные источники радиационной опасности при авариях на АЭС	143
6.2. Технические средства локализации аварии на АЭС	146
6.3. Последствия радиационной аварии на АЭС	152
6.4. Сопоставление радиационного и нерадиационного	159
6.5. Аварийные ситуации на АЭС с перспективными реакторами	162

Глава 7. Радиационная безопасность ядерного топливного цикла	165
--	-----

7.1. Предприятия начальной стадии цикла	165
7.2. Радиохимический завод по переработке облученного топлива	168
7.3. Глобальное радиоактивное загрязнение биосферы предприятиями ЯТЦ	174
7.4. Относительная роль различных этапов ЯТЦ в суммарном радиационном воздействии на человека	177
7.5. Прогнозные оценки радиационного воздействия перспективных ЯТЦ на население	181

4. Транспортировка радиоактивных веществ и методы обращения с радиоактивными отходами ЯТЦ

Глава 8. Радиационная безопасность при транспортировке радиоактивных веществ на различных этапах ЯТЦ	183
--	-----

8.1. Общая характеристика радиоактивных веществ, перевозимых между различными звеньями ЯТЦ, и принципы обеспечения безопасности таких перевозок	183
---	-----

8.2. Транспортировка радиоактивного сырья 186

8.3. Транспортировка ядерного топлива к АЭС 187

8.4. Транспортировка отработавшего топлива 187

8.5. Транспортировка радиоактивных отходов 192

Глава 9. Радиоактивные отходы 193

9.1. Обработка радиоактивных отходов 193

9.2. Опыт обращения с жидкими отходами высокой удельной активности 197

9.3. Захоронение радиоактивных отходов 205

9.4. Другие методы захоронения 215

9.5. Оценка риска обращения с радиоактивными отходами 217

9.6. Экологические проблемы обращения с плутонием и другими транс-
урановыми элементами 219

**5. Нерадиационные виды воздейст-
вия предприятий ядерного топ-
ливного цикла на окружающую
среду**

Глава 10. Воздействие тепловых сбросов АЭС 228

10.1. Количественные характеристики тепловых сбросов предприятий ЯТЦ.
Сравнение тепловых сбросов АЭС и ТЭС 228

10.2. Система прямоточного охлаждения 230

10.3. Система охлаждения с использованием градирен 233

10.4. Система воздушного охлаждения 234

10.5. Комбинированные системы охлаждения 235

10.6. Влияние антропогенных тепловых сбросов на биосферу 237

10.7. Ограничения суммарной мощности энергетики мира и отдельных
регионов Земли 238

10.8. Ограничения единичной мощности атомного энергетического комп-
лекса 238

Глава 11. Расход природных ресурсов и химическое загрязнение биосферы
предприятиями ядерного топливного цикла 240

Введение 240

11.1. Использование природных ресурсов 241

11.2. Химические отходы ЯТЦ, поступающие в окружающую среду . . 244

11.3. Нерадиационное воздействие предприятий перспективных ЯТЦ на
биосферу 246

11.4. Сравнение ядерного и угольного топливных циклов по факторам нера-
диационного воздействия на биосферу 248

**6. Влияние ядерного и угольного
топливных циклов на здоровье
человека**

Глава 12. Медицинские аспекты стоимости энергии 251

12.1. Проблемы риска преждевременной смерти 251

12.2. Эффекты загрязнения окружающей среды 252

Глава 13. Воздействие ЯТЦ на здоровье человека	255
13.1. Основные факторы риска в ЯТЦ	255
13.2. Дозы облучения персонала и населения за счет ЯТЦ	256
13.3. Возможный ущерб здоровью персонала и населения от облучения при производстве ядерной энергии	260
13.4. Ущерб в результате несчастных случаев с персоналом	261
13.5. Профессиональные заболевания, не связанные с облучением	264
13.6. Общий ущерб от ЯТЦ здоровью персонала и населения	267
Глава 14. Воздействие на здоровье персонала и населения за счет уголь- ного топливного цикла	268
14.1. Общие воздействующие факторы	268
14.2. Эффекты облучения персонала и населения естественными радио- нуклидами	268
14.3. Ущерб от несчастных случаев в УТЦ	274
14.4. Ущерб здоровью персонала и населения от нерадиационных воздей- ствий	276
14.5. Общий ущерб здоровью людей от работы предприятий УТЦ	285
14.6. Сравнение общего ущерба здоровью человека от работы предприя- тий УТЦ и ЯТЦ	286
Заключение	288
Список литературы	294

Николай Сергеевич Бабаев
Владимир Федорович Демин
Леонид Андреевич Ильин
Виктор Александрович Книжников
Игорь Иванович Кузьмин
Валерий Алексеевич Легасов
Юрий Васильевич Сивинцев

**ЯДЕРНАЯ
ЭНЕРГЕТИКА,
ЧЕЛОВЕК
И ОКРУЖАЮЩАЯ
СРЕДА**

Редактор Г. В. Чернышова
Художественные редакторы Б. Н. Тумин,
А. А. Белоус
Оформление художника Ю. Л. Максимова
Технические редакторы Л. Ф. Шкилевич,
Н. Н. Хотулёва
Корректор З. Б. Драновская
ИБ № 864

Сдано в набор 25.11.83. Подписано в печать 24.05.84.
Т-12082. Формат 60×90^{1/16}. Бумага типографская № 1.
Гарнитура литературная. Печать высокая. Усл. печ.
л. 19,5. Усл. кр.-отт. 26,0. Уч.-изд. л. 21,92. Тираж 5000 экз.
Заказ 1922. Цена 3 р.

Энергоатомиздат, 113114, Москва, Шлюзовая наб., 10

Московская типография № 4 Союзполиграфпрома
при Государственном комитете СССР
по делам издательств, полиграфии и книжной торговли.
129041, Москва, Б. Переяславская ул., 46